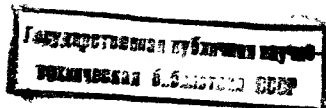


VISIT...

LANZAROTE
Caliente.COM

ББК 31.46
К65
УДК 621.039.5.001.66 (075.8)



Э-82-853386

Рецензенты:

1. Кафедра «Теплофизика ядерных реакторов» МИФИ.
2. Д-р техн. наук С. П. Казновский.

К65 **Конструирование ядерных реакторов:** Учеб. пособие для вузов/И. Я. Емельянов, В. И. Михан, В. И. Солонин; Под общ. ред. акад. Н. А. Доллежалея. — М.: Энергоиздат, 1982. — 400 с., ил.

В пер.: 1 р. 30 к.

Описаны конструкции различных типов реакторов, элементов активных зон, средства контроля за работой реакторов. Значительное внимание уделено расчетному обоснованию конструкций.

Книга входит в серию учебных пособий «Ядерные реакторы и энергетические установки» под общей ред. акад. Н. А. Доллежалея.

Для студентов, специализирующихся в области проектирования и эксплуатации ядерных энергетических установок. Может быть использована инженерами смежных энергетических специальностей.

К 2304000000-572 44-82.
051(01)-82

ББК 31.46
6П2.8

ПРЕДИСЛОВИЕ

Для успешного решения народнохозяйственных задач, поставленных XXVI съездом КПСС на одиннадцатую пятилетку, требуется надежная топливно-энергетическая база.

Использование органического топлива — нефти, угля для нужд энергетики становится все проблематичнее. Легкодоступные запасы его, расположенные близко к местам потребления, истощаются. В связи с этим неуклонно растут расходы на добычу и перевозку органического топлива, увеличивается доля трудовых ресурсов, занятых снабжением топливом народного хозяйства. К тому же целесообразно сохранить уголь, газ, нефть как ценное сырье для других отраслей промышленности. Поэтому сейчас во всем мире большие коллективы ученых и инженеров заняты поисками новых источников энергии с тем, чтобы навсегда освободить человечество от беспокойства по поводу ее недостатка. Путь к этому — овладение управляемым термоядерным синтезом, который позволит использовать ядерную энергию, заключенную в легких элементах. Ресурсы этой энергии практически не ограничены. Однако широкое использование для народного хозяйства термоядерной энергии потребует еще решения многих сложных инженерных проблем и станет возможным, вероятно, не раньше первой половины следующего века.

В настоящее время органическое топливо с большой эффективностью можно заменить ядерным, «сжигая» его в ядерных реакторах. С момента пуска Первой в мире АЭС в г. Обнинске в 1954 г. прошло менее 30 лет. За этот относительно короткий отрезок времени ядерная энергетика развивалась очень интенсивно и сейчас представляет собой по существу самостоятельную отрасль народного хозяйства. АЭС вырабатывают уже значительное количество электроэнергии. В СССР в 1980 г. на АЭС было произведено более 70 млрд. кВт·ч. Атомные ледоколы произвели подлинную революцию в навигации по Северному морскому пути.

В одиннадцатой пятилетке ядерная энергетика будет развиваться еще более высокими темпами. В соответствии с «Основными направлениями экономического и социального развития СССР на 1981—1985 годы и на период до 1990 года» в 1985 г. на АЭС будет выработано 220—225 млрд. кВт·ч. За пятилетку на АЭС должны быть введены новые мощности в количестве 24—25 млн. кВт, причем в европейской части СССР новые мощности будут вводиться в основном на АЭС, а также на гидроэлектростанциях. Будут про-

должны работы по освоению реакторов на быстрых нейтронах и использованию ядерного топлива для выработки тепловой энергии. В частности, уже строятся атомные станции теплоснабжения в Горьком и Воронеже. В ближайшие годы помимо атомных ледоколов появятся атомные лихтеровозы — суда, доставляющие к устьям рек самоходные баржи, которые затем самостоятельно развезут свои грузы по назначению.

Развитие ядерной энергетики связано с созданием соответствующей промышленности — строится специальный завод Атоммаш, с развертыванием широкого круга работ в НИИ и КБ, с изучением вопросов эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ). Естественно, что эти работы можно успешно проводить только при наличии хорошо подготовленных грамотных специалистов.

Подготовка инженеров для ядерной энергетики ведется в ряде вузов страны. Успешное решение этой задачи во многом зависит от наличия полноценных учебных пособий. С этой целью издается состоящая из пяти книг серия учебных пособий «Ядерные реакторы и энергетические установки» под общей редакцией акад. Н. А. Доллежалея, подчиненных единому учебному плану. Настоящая книга посвящена конструированию ядерных реакторов. При ее написании использованы материалы, опубликованные в многочисленных книгах, статьях, докладах, в том числе и публикации авторов пособия — специалистов в области реакторостроения, а также материалы лекций, читаемых ими в высших учебных заведениях.

Рассматриваются конструкции реакторов и их важнейшие узлы, причем выделены основные типы, получившие наибольшее развитие, а также методы инженерного обоснования конструкций и расчетов. Вначале даются общие свойства реакторов данного типа, их преимущества и недостатки, а затем приводятся конкретные примеры конструкций, раскрывающие эти свойства.

К важнейшим узлам реакторов, выделенным в отдельный раздел, отнесены твэлы и ТВС, топливные каналы, регулирующие органы, а также средства контроля. Все эти составные элементы реакторов во многих случаях выполняются одинаковыми или мало различающимися для разных конструкций реакторов, что и определило их выделение в отдельный раздел.

В отдельном разделе рассмотрены инженерные методы обоснования конструкций и расчетные методы, за исключением тех, по которым написаны отдельные книги серии. (К последним относятся нейтронно-физические расчеты, расчеты биологической защиты, исследования динамики реакторов, вопросы регулирования полей энерговыделения). Каждому вопросу, рассматриваемому в этом разделе, отведена отдельная глава. Вначале даются основополагающие закономерности, а затем конкретные методы расчетов. Такой подход позволяет читателю получить четкое представление о закономерностях протекающих в реакторах процессов и о способах расчета необходимых параметров, что является основным при изучении любого вопроса. Конкретные методики и примеры расчетов

не приводятся, так как это перегрузило бы книгу. Следует иметь при этом в виду, что все современные расчеты при конструировании реакторов выполняются с помощью ЭВМ, причем все чаще в режиме диалога, когда специалист в ходе расчета имеет возможность уточнять программу и исходные данные и получать сразу оптимальные результаты. Обучение постановке задач для расчетов на ЭВМ, программированию и работе с ЭВМ осуществляется в специальных курсах. Пройдя такую подготовку и научившись разбираться в процессах, протекающих в реакторах, студенты, став специалистами, с успехом смогут использовать ЭВМ в своей инженерной деятельности.

Предлагаемая книга может быть полезной и работникам НИИ и КБ, разрабатывающим ядерные реакторы, а также специалистам, занятым их эксплуатацией.

При окончательной подготовке книги к печати были учтены замечания рецензентов: кафедры «Теплофизика ядерных реакторов» МИФИ и д-ра техн. наук С. П. Казновского, которым авторы выражают свою благодарность.

Авторы понимают, что книга может быть совершеннее, чем она есть, и с благодарностью примут предложения по ее улучшению.

Огромная энергия, заключенная в ядрах атомов, может быть высвобождена при осуществлении двух процессов — делении ядер тяжелых элементов и синтезе ядер легких элементов. Устройство, в котором осуществляется контролируемая самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер тяжелых элементов ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , называется ядерным реактором. Одна из основных характеристик реактора — его мощность, которая определяется числом делений в единицу времени. Мощность 1 Вт соответствует $3,2 \cdot 10^{10}$ дел./с. В 1 кг ^{235}U содержится $6,0228 \cdot 10^{23} / 0,235 = 2,563 \cdot 10^{24}$ ядер, поэтому при полном делении 1 кг ^{235}U высвобождается энергия, равная $8 \cdot 10^{13}$ Дж. Примерно такая же энергия выделяется при делении ^{233}U и ^{239}Pu . Деление ядер происходит в результате поглощения ими нейтронов. Число делений в единице объема реактора пропорционально произведению числа ядер делящихся нуклидов в этом объеме на плотность потока нейтронов, вызывающих деление. Поэтому объемная мощность зависит от концентрации делящихся нуклидов в единице объема и плотности потока нейтронов.

В состав собственно ядерного реактора в общем случае входят: ядерное топливо, замедлитель и отражатель нейтронов, теплоноситель (охладитель), регулирующие органы, детекторы контроля, внутриреакторные конструкции (технологические каналы, защитные экраны, опорные решетки и др.), корпус, приводы регулирующих органов, биологическая защита. Центральная часть ядерного реактора, включая топливо, замедлитель, регулирующие органы, часть детекторов контроля, образует активную зону, через которую прокачивается теплоноситель. Активная зона размещена в корпусе реактора. В случае интегральной компоновки здесь же устанавливаются главные циркуляционные насосы (ГЦН), парогенераторы или теплообменники, перегрузочные механизмы и т. п. Подобные решения позволяют уменьшить габариты реакторной установки, сократить число ответственных трубопроводов, что является выгодным, а порой и необходимым.

По способу размещения топлива различают *гетерогенные* и *гомогенные* реакторы. В первом случае ядерное топливо в виде отдельных элементов, изготовленных из сплавов, соединений или смесей, расположено в определенном порядке по всему объему активной зоны. Эти элементы называются *тепловыделяющими элементами (ТВЭлами)* и имеют различные форму и размеры. Практиче-

ское значение в настоящее время имеют именно такие реакторы.

В гомогенных реакторах топливо с замедлителем и теплоносителем представляет однородную (гомогенную) смесь в виде растворов, расплавов и т. п., равномерно распределенную по объему активной зоны и циркулирующую по контуру реакторной установки. Такие реакторы обладают рядом преимуществ, но их внедрение в народное хозяйство связано с необходимостью решения многих сложных проблем. В настоящее время практического значения они не имеют.

Нейтроны в активной зоне реактора образуются при делении ядер нуклидов. Для создания более благоприятных условий протекания цепной реакции деления образующиеся нейтроны с высокой энергией (0,5—10 МэВ) в реакторах на тепловых нейтронах замедляются до тепловых энергий (менее 1 эВ) с помощью замедлителя, состоящего из веществ с малой атомной массой. В реакторах на быстрых нейтронах, или быстрых реакторах, в которых для деления используются нейтроны деления большой энергии, замедлитель отсутствует. Активная зона окружена отражателем, предназначенным для уменьшения утечки нейтронов из реактора. В реакторах на тепловых нейтронах он выполняется из тех же материалов, что и замедлитель. В быстрых реакторах в качестве отражателя — экрана используются материалы, которые при взаимодействии их с нейтронами образуют делящиеся нуклиды. Таковыми воспроизводящими нуклидами служат ^{232}Th или ^{238}U .

Практически во всех современных реакторах отвод тепла из активной зоны осуществляется путем нагрева циркулирующего через активную зону теплоносителя, которым могут быть различные жидкости (в том числе жидкие металлы) и газы.

Управление процессом деления осуществляется путем изменения реактивности с помощью регулирующих органов, перемещающихся в активной зоне. Их изготавливают из материалов, хорошо поглощающих нейтроны. Регулирующие органы подразделяются на три вида — компенсирования избыточной реактивности, автоматического поддержания заданной мощности (автоматического регулирования) и быстрого прекращения процесса (аварийной защиты). Первые обеспечивают компенсацию избыточной реактивности, которая закладывается в исходном состоянии, вторые поддерживают мощность реактора на заданном уровне при различных флуктуациях процесса. Третьи обеспечивают прекращение процесса деления при превышении соответствующих параметров допустимых пределов.

Для контроля за работой реактора в активную зону или около нее помещают детекторы, измеряющие параметры процесса. По этим измерениям судят о режиме работы реактора и ведется управление его работой. Детекторы подразделяют на внутриреакторные и вне реакторные.

Элементы активной зоны устанавливаются и фиксируются на внутриреакторных конструкциях, к которым относятся опорные

конструкции, защитные экраны, а также каналы для организации движения теплоносителя внутри реактора и др.

Корпус реактора является элементом конструкции, внутри которого размещены активная зона и все внутриреакторные устройства. При этом корпус может быть нагружен или не нагружен давлением теплоносителя, что зависит от типа реактора. Обычно вне корпуса или непосредственно на нем, или вблизи устанавливаются приводы регулирующих органов. Типы приводов бывают различными. Это или электропривод, или гидропривод, или пневмопривод.

Для обеспечения радиационной безопасности обслуживающего персонала в помещениях вокруг реактора предусмотрена биологическая защита, выполняемая из материалов, хорошо поглощающих все виды излучения.

Ядерным реакторам независимо от их типа присущи следующие специфические особенности.

1. Ядерное топливо — источник энергии в реакторе отличается очень высокой энергоемкостью. Напомним, что при полном делении 1 кг ^{235}U высвобождается энергия, равная $8 \cdot 10^{13}$ Дж, в то время как при сгорании 1 кг органического топлива выделяется энергия порядка $(3-5) \cdot 10^7$ Дж в зависимости от вида топлива. В этом заключается одно из главных преимуществ ядерного топлива и, как следствие этого, всей ядерной энергетики, поскольку благодаря большой энергоемкости ядерного топлива стало возможным создание на АЭС энергоблоков единичной мощностью 1 млн. кВт и более (проектируются блоки мощностью более 2 млн. кВт). При этом резко сокращаются железнодорожные перевозки топлива, а главное, экономятся такие ценные виды топлива, как нефть и природный газ.

Большая энергоемкость ядерного топлива позволила создать для морских судов различного назначения энергетические установки, обеспечивающие значительное увеличение дальности и длительности плавания без пополнения запасов топлива. Широкие возможности при использовании ядерного топлива открываются и в космической энергетике. Целый ряд задач в этой области техники может быть решен только при использовании в качестве источников энергии ядерных реакторов. Из-за большой энергоемкости ядерного реактора необходимо считать его потенциальным источником повышенной опасности и предусмотреть соответствующие меры, исключающие возможность неконтрольного выделения энергии.

2. Способ «сжигания» топлива в ядерном реакторе отличается от способа сжигания органического топлива. В последнем случае осуществляется постоянная подача необходимого количества топлива в зону горения, где, соединяясь с окислителем при определенной температуре, оно сгорает, т. е. расходуется с выделением энергии, а несгоревшие остатки, примеси и продукты сгорания (дымовые газы) удаляются в окружающее пространство, при этом некоторая часть выделившейся тепловой энергии теряется безвозвратно

с горячими дымовыми газами, которые к тому же загрязняют окружающую среду.

В ядерный реактор топливо загружается порциями. После его выгорания до возможного предела оставшееся топливо вместе с накопившимися продуктами деления и другими, нетопливными материалами, входящими в состав твэлов, выгружается из реактора. Время, в течение которого ядерное топливо находится в реакторе, может составлять несколько лет. Оно определяется как календарный срок работы. Время работы топлива в пересчете на полную мощность реактора называется *кампанией топлива*. Выгоревшее топливо может выгружаться из реактора полностью или частично. При частичной перегрузке в зависимости от типа реактора выбирается доля перегружаемого топлива и, следовательно, интервал времени между перегрузками. Таким образом, запас топлива на выгорание в различных реакторах бывает разным. Но в любом случае наличие этого запаса требует соответствующей компенсации, которая обеспечивается размещением в активной зоне требуемого количества поглощающих нейтроны материалов, выводимых из активной зоны по мере выгорания топлива. При таком способе «сжигания» топлива физические характеристики реактора постоянно изменяются, что также составляет существенную особенность работы ядерных реакторов.

3. Для работы ядерного реактора не требуется окислитель. Эта особенность имеет важное значение при использовании ядерных энергетических установок в качестве двигателей подводных судов и космических объектов. Отсутствие же дымовых газов уменьшает потери тепловой энергии, что повышает возможный термодинамический КПД установок и исключает загрязнение окружающей среды продуктами сгорания, несгоревшими остатками топлива и различными вредными примесями.

4. Ядерные реакторы характеризуются очень высокой теплонапряженностью активной зоны. Это определяется высокой концентрацией энергии в ядерном топливе и большим количеством энергии, выделяющейся при каждом акте деления ядер. Тепловые потоки на теплоотдающих поверхностях в реакторах составляют $\sim 10^6$ Вт/м², а объемное тепловыделение в топливе $\sim 10^9$ Вт/м³. Для сравнения отметим, что значения аналогичных характеристик в любых других источниках тепла на несколько порядков меньше.

Из-за высоких тепловыделений и тепловых потоков в конструкциях внутри реактора возникают большие температурные перепады, которые к тому же могут претерпевать многочисленные и значительные колебания при изменениях режимов работы.

Тепловыделение в реакторе неравномерно по объему активной зоны. Это требует принятия определенных мер для обеспечения соответствия между тепловыделением и теплосъемом. В противном случае могут возникнуть значительные неравномерности в распределении температур в конструкции.

5. Особенностью теплофизики ядерных реакторов является наличие тепловыделений не только в ядерном топливе, но и в конст-

рукционных материалах. Доля этого тепла в общем тепловыделении составляет несколько процентов. При тех больших количествах тепла, которое выделяется в реакторах, тепловыделение в конструкционных материалах весьма значительно и необходимо обеспечить его отвод из реактора либо с помощью основного теплоносителя, либо специальной системой.

6. После остановки ядерного реактора (прекращения процесса деления) в отличие от источников тепла на органическом топливе в активной зоне продолжает генерироваться тепловая энергия. Эта остаточная энергия выделяется вследствие радиационных процессов, в результате которых образовавшиеся при делении нестабильные радиоактивные осколки превращаются в стабильные продукты деления.

Отвод *остаточного тепловыделения* требуется обеспечивать в течение длительного времени либо штатной системой циркуляции теплоносителя, либо с помощью специальной системы отвода остаточного тепловыделения.

7. Протекающие в реакторе процессы сопровождаются излучением, оказывающим определенное воздействие на материалы, из которых изготовлены узлы реактора, а также на обслуживающий персонал. В результате материалы упрочняются, снижается их пластичность, при этом уменьшается их теплопроводность и иногда увеличивается скорость ползучести. Чтобы обезопасить персонал, обслуживающий реакторные установки, от вредного воздействия облучения, предусматриваются специальные меры — биологическая защита, вентиляция и др., благодаря которым обеспечиваются нормальные условия для работающих и окружающего населения.

Работа ядерного реактора сопряжена с очень важной проблемой удаления и захоронения радиоактивных отходов. Отработавшие твэлы, утечки активного теплоносителя, загрязненные жидкости, использованные для отмывки различных узлов реакторной установки, требуются соответствующим образом обработать, поместить в специальные емкости и захоронить таким образом, чтобы исключить всякую возможность их распространения.

Важную задачу представляет организация хранения и транспортировка отработавшего ядерного топлива, его переработка. Однако эти вопросы относятся уже к внешнему топливному циклу и в настоящей книге не рассматриваются.

К конструкции реакторов предъявляются чрезвычайно высокие требования, которые условно можно разделить на три группы. К одной относятся требования, вызываемые специфическими особенностями ядерных реакторов; к другой — требования, определяемые назначением реактора, и, наконец, к третьей группе — общетехнические требования, однако более жесткие по сравнению с требованиями к неядерным источникам энергии, что определяется опять же особенностями работы реакторов. Такое деление в значительной степени условно, так как к ядерным реакторам предъявляются требования в комплексе; они, как правило, взаимосвяза-

ны и часто противоречивы. Тем не менее для анализа это деление целесообразно, поскольку позволяет более четко рассмотреть роль и значение каждого из требований. Приведем основные специфические требования:

1. Для обеспечения как можно более полного полезного использования времени работы реакторов, а также для получения лучших экономических показателей необходимо стремиться к большей кампании и календарному сроку работы топлива, т. е. к большему времени пребывания топлива в реакторе. Это относится как к реакторам, перегружаемым полностью или частично через более или менее продолжительные промежутки времени и при остановке реактора, так и к реакторам, перегружаемым «непрерывно», т. е. постоянно, с равными небольшими промежутками времени и без остановки реактора.

2. Для обеспечения требуемой длительности кампании необходимо иметь достаточную загрузку реактора ядерным топливом. Этого можно достичь за счет обогащения топлива делящимися нуклидами.

3. Возможность создания достаточно большой загрузки топлива в реакторе определяется также способностью регулирующих органов компенсировать возникающую при этом избыточную реактивность, максимальную в начале кампании. При этом, чем больше интервал между перегрузками топлива, тем большую избыточную реактивность требуется скомпенсировать. Поэтому необходимо обеспечить соответствующий «вес» регулирующих органов в реакторе, а следовательно, их число и размеры. Эта проблема решается гораздо проще в реакторах с непрерывной перегрузкой, в которых требуется меньший запас избыточной реактивности, поскольку в активную зону постоянно добавляется свежее топливо небольшими порциями.

Требуемое количество регулирующих органов определяется также необходимостью обеспечения автоматического регулирования мощности реактора, т. е. поддержания ее на заданном уровне с заданной степенью точности, обеспечения возможности быстрой (аварийной) остановки процесса деления в случаях превышения некоторыми параметрами допустимых пределов, а также для выравнивания поля энерговыделения.

Таким образом, одно из главных требований, которое требуется удовлетворить при конструировании реакторов, — обеспечение в активной зоне необходимого количества регулирующих органов.

4. Большое значение для нормальной безаварийной работы реактора имеет знание, выбор и правильный учет динамики изменения его нейтронно-физических характеристик в различных стационарных и переходных режимах работы. Вследствие изменения реактивности в отдельных случаях реактор может выйти из-под контроля. Чтобы этого не происходило, стремятся так сконструировать активную зону, чтобы полный мощностной эффект реактивности был мал и имел отрицательный знак, т. е. чтобы при увеличении мощности формировалась отрицательная реактивность.

5. При конструировании ядерных реакторов стремятся обеспечить как можно большую равномерность тепловыделения по объему активной зоны. Однако неравномерность тепловыделения органически присуща активной зоне ядерного реактора, поскольку тепловыделение пропорционально потоку нейтронов, а последний спадает к периферии активной зоны вследствие утечек нейтронов. Кроме того, распределение тепловыделения изменяется во времени из-за неравномерного выгорания ядерного топлива. Увеличивают неравномерность тепловыделения регулирующие органы, перемещающиеся в активной зоне, а также изменения плотности и температуры замедлителя и теплоносителя, температуры топлива и т. д. Правильный учет всех факторов имеет большое значение и позволяет конструировать реакторы и выбирать режимы работы и перегрузок топлива, добиваясь минимально возможной неравномерности тепловыделения по объему активной зоны в течение всей кампании реактора.

6. Из-за неравномерности тепловыделения по радиусу реактора необходимо распределять теплоноситель по каналам, расположенным на различных расстояниях от центра, пропорционально тепловыделению в этих каналах, т. е. *профилировать расход теплоносителя*. Без этого подогрев теплоносителя в каналах с различным тепловыделением был бы неодинаков, и его температура на выходе из каналов была бы разной. Такой режим работы элементов активной зоны нецелесообразен, так как большинство из них находилось бы в условиях работы с запасами, значительно превышающими требуемые, средняя температура на выходе из реактора была бы ниже возможной и, как следствие всего этого, снизилась бы экономичность конструкции.

7. При разработке конструкции реактора необходимо обеспечить возможность отвода остаточных тепловыделений. Иначе после остановки реактора температура элементов активной зоны вследствие продолжающейся генерации тепла непрерывно росла бы, что в конце концов привело бы к ее перегреву выше допустимого уровня и к разрушению. При разрушении же активной зоны, полном или частичном, может произойти выброс радиоактивных веществ за пределы реактора и установки в целом, что недопустимо.

8. Из-за продолжения тепловыделений в активной зоне после прекращения реакции деления необходимо обеспечить также охлаждение активной зоны в случаях различных нарушений нормального протекания технологического процесса работы реактора, которые могут произойти при отказах оборудования или разрывах трубопроводов реакторной установки. Если не предусмотреть такого аварийного охлаждения, то активная зона может разрушиться с недопустимыми последствиями, как и при отсутствии отвода остаточных тепловыделений в случае нормальной остановки.

9. Для надежной работы всех узлов реактора в течение запланированного срока очень важен правильный выбор материалов с учетом изменения их свойств под действием облучения. Материалы должны сохранять пластичность и теплопроводность не ниже

допустимых пределов, деформация узлов и отдельных деталей не должна превышать заданных ограничений.

10. При конструировании реакторов необходимо обеспечить требуемую защиту обслуживающего персонала и населения, а также окружающей среды от вредного воздействия излучения реактора и образующихся в результате его работы твердых, жидких и газообразных радиоактивных продуктов. С этой целью предусматриваются биологическая защита, различные фильтры, системы очистки, газгольдеры выдержки и т. п.

11. Основное, определяющее требование при создании любого ядерного реактора, — обеспечить ядерную и радиационную безопасность, т. е. при любых эксплуатационных и любых аварийных ситуациях должно быть исключено неконтролируемое развитие цепной реакции деления как реактора в целом, так и в отдельных частях активной зоны, а также облучение персонала и заражение окружающей местности выше установленных норм.

В зависимости от назначения ядерных реакторов определяющими могут быть разные требования. Так, реакторы АЭС должны быть надежны и экономичны. Необходимо добиваться минимально возможных удельных капиталовложений на единицу установленной мощности и минимальной себестоимости вырабатываемой электроэнергии. Важным фактором является топливная составляющая себестоимости, т. е. затраты на ядерное топливо, отнесенные к выработанной электроэнергии, а также годовые расходы природного урана. Необходимо также добиваться минимальных удельных показателей в расходе металла и других материалов, в строительных объемах и т. п. В большей степени все эти экономические характеристики зависят от КПД энергоблока, т. е. от параметров теплоносителя. Поэтому следует стремиться к получению высокой температуры теплоносителя на выходе реактора, учитывая, однако, что выполнение этого требования может привести к увеличению паразитного поглощения нейтронов в активной зоне за счет увеличения количества материалов и их жаростойкости.

В последнее время все более актуальным становится требование работы при значительных изменениях во времени нагрузок, остановках на выходные и праздничные дни и ночные часы, т. е. требование работы в переменном режиме, или, как говорят, по диспетчерскому графику.

Основное требование, предъявляемое к судовым реакторам и реакторам космических установок, — это компактность и минимальные массо-габаритные характеристики. Стойкость этих установок также должна учитываться, однако для этих реакторов она не является определяющим фактором. При конструировании судовых реакторов важно обеспечить возможность работы при большом числе пусков и остановок, переходов с режима на режим, т. е. в условиях переменных нагрузок, а также высокую удельную энергонапряженность. Последнее требование особенно жестко удовлетворяется в космических реакторах, причем температура теплоносителя в них может достигать нескольких тысяч градусов.

В исследовательских реакторах различного назначения необходимо стремиться к получению максимальных потоков нейтронов при минимально возможной тепловой мощности, т. е. к получению максимального отношения потока к мощности. В большинстве случаев такие наиболее напряженные условия удается создать в части активной зоны, в так называемых «ловушках» нейтронов, где и устанавливаются объекты испытаний.

К ядерным реакторам предъявляются также обычные общетехнические требования, а именно: надежность конструкции, сохранение работоспособности при различных внешних воздействиях (землетрясения и т. п.), безопасность работы, технологичность в изготовлении и монтаже, ремонтпригодность, минимальное обслуживание, автоматизация управления и т. п. Эти требования должны выполняться жестко. Часто требования, предъявляемые к ядерным реакторам, противоречат друг другу, и приходится находить компромиссные решения, чтобы создать наилучшую конструкцию.

РАЗДЕЛ 1

Ядерные реакторы

Глава 1

КЛАССИФИКАЦИЯ И ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В ЭНЕРГЕТИКЕ

По параметрам, конструкционному исполнению, назначению и ряду других признаков ядерные реакторы очень разнообразны. Принципиально возможны сотни различных типов реакторов. Практически целесообразных конструкций существенно меньше (несколько десятков).

Основные отличительные признаки ядерного реактора: энергия нейтронов, при взаимодействии с которыми происходит деление тяжелых ядер; материал замедлителя в реакторах на тепловых нейтронах; вид и параметры теплоносителя; конструкционное исполнение; назначение.

В зависимости от энергии нейтронов, вызывающих деление ядер, реакторы классифицируются на *реакторы на быстрых, тепловых и на промежуточных нейтронах*, однако последние не получили широкого распространения. В реакторах на быстрых нейтронах основная часть делений вызывается нейтронами с энергией более 0,1 МэВ, а на тепловых — менее 1 эВ.

Количество загружаемого в реактор ядерного топлива определяется критической массой, а также массой, требующейся для выгорания в интервале времени между перегрузками топлива и для компенсации эффектов отравления и зашлаковывания, возникающих в результате накопления продуктов деления с большим сечением поглощения нейтронов.

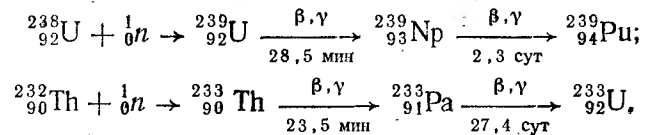
Критическая масса — наименьшая масса топлива, в которой может протекать самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер при определенных конструкции и составе активной зоны.

В реакторах на быстрых нейтронах критическая масса значительно больше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это объясняется тем, что сечение деления в области больших энергий нейтронов в несколько сот раз меньше, чем в области тепловых нейтронов, или сечение деления нейтронами большими энергий в несколько сот раз меньше, чем тепловыми нейтронами. Поэтому в реакторах на быстрых нейтронах, в которых к тому же отсутствует замедлитель, концентрация делящихся нуклидов много выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, т. е. используется высоко-

обогащенное топливо. Отсюда ясно, что объемное тепловыделение в активной зоне таких реакторов тоже существенно выше и составляет 500—1000 МВт/м³.

В реакторах на тепловых нейтронах концентрация делящихся нуклидов ниже, так как в них вероятность реакции деления тепловыми нейтронами в сотни раз больше, чем в реакторах на быстрых нейтронах. Поэтому в них можно использовать топливо с малым обогащением по делящемуся нуклиду или даже природный уран. В активной зоне реактора на тепловых нейтронах содержится большое количество замедлителя, благодаря этому, а также меньшей концентрации топлива ее размеры при одинаковой общей мощности больше, чем в реакторе на быстрых нейтронах, а объемное тепловыделение существенно ниже. В наиболее напряженных активных зонах оно составляет ~120—130 МВт/м³.

В активной зоне не только происходят процессы деления, но и образуются новые делящиеся изотопы в результате радиационного захвата нейтронов ядрами $^{238}_{92}\text{U}$ и $^{232}_{90}\text{Th}$ и последующих радиационных распадов:



Отношение числа ядер образовавшегося топлива к числу ядер выгоревшего делящегося топлива называется *коэффициентом воспроизводства*. Реакторы на быстрых нейтронах характеризуются расширенным воспроизводством вторичного ядерного топлива, т. е. в них накапливается ядерного топлива больше, чем расходуется. Это происходит вследствие того, что в реакторах на быстрых нейтронах в каждом акте деления образуется большее число нейтронов, чем в реакторах на тепловых нейтронах, а также вследствие меньшего поглощения их конструкционными материалами и теплоносителем. В реакторах же на тепловых нейтронах только незначительное количество неделящихся нуклидов превращается в делящиеся. Поэтому для полного использования природных ресурсов урана и тория необходимо развитие и широкое внедрение в народное хозяйство реакторов обоих типов.

Классификация по виду замедлителя. В качестве замедлителей в реакторах на тепловых нейтронах используются вещества, имеющие большое сечение упругого и неупругого рассеяния и малое эффективное сечение поглощения нейтронов. Кроме того, у них должна быть малая атомная масса. К таким веществам относятся водород, дейтерий, углерод, бериллий и некоторые их соединения. Таким образом, могут быть реакторы с легководным (H_2O), тяжеловодным (D_2O), графитовым (C), бериллиевым (Be , BeO), органическим (дифенил, трифенил, моноизопропилдифенил и т. п.) замедлителями. Наиболее распространены легководные, тяжеловодные и графитовые реакторы.

Свойства материалов-замедлителей характеризуются *замедляющей способностью* и *коэффициентом замедления*. Замедляющая способность определяется как произведение средней потери энергии нейтрона при столкновении с ядром замедлителя на макроскопическое сечение рассеяния тепловых нейтронов, а коэффициент замедления — как отношение этого произведения к макроскопическому сечению поглощения тепловых нейтронов.

Тяжелая вода имеет наибольший из всех замедлителей коэффициент замедления вследствие очень низкого сечения поглощения нейтронов. Поэтому в тяжеловодных реакторах требуется минимальная критическая загрузка и возможно даже использование природного урана. Недостаток тяжелой воды — сложность ее получения и высокая стоимость.

Наилучшей замедляющей способностью обладает обычная (легкая) вода вследствие большого сечения рассеяния тепловых нейтронов. Поэтому в легководных реакторах размеры активной зоны наименьшие. Однако при этом концентрация делящихся нуклидов в ядерном топливе должна быть достаточно высокой, т. е. оно должно быть обогащенным. Это обусловлено большим сечением поглощения нейтронов в обычной воде.

Коэффициент замедления графита в 3 раза больше, чем легкой воды, но значительно ниже по сравнению с тяжелой водой. Поэтому в реакторах с графитовым замедлителем критическая масса меньше, чем в легководных реакторах, но больше, чем в тяжеловодных. Замедляющая же способность графита наименьшая из этих трех замедлителей. Таким образом, активные зоны реакторов с графитовым замедлителем имеют наибольшие размеры. В них можно использовать топливо с низким обогащением по делящемуся нуклиду.

Органические замедлители вследствие их нестойкости (см. ниже) не нашли широкого применения в реакторостроении, а бериллиевые применяются крайне редко из-за токсичности и их высокой стоимости.

От вида замедлителя существенным образом зависят конструкция, размеры, загрузка топлива и другие характеристики реактора.

Классификация по виду теплоносителя. Видом теплоносителя по существу определяются теплотехнические параметры реактора. От выбранного теплоносителя зависит также гидравлическая схема энергетической установки. Теплоносители должны удовлетворять следующим требованиям: 1) иметь хорошие теплофизические свойства, чтобы обеспечить хорошую теплоотдачу и высокую теплоемкость; 2) иметь низкое сечение захвата нейтронов; 3) быть совместимыми с конструкционными материалами; 4) быть термически и радиационно-стойкими, при этом расход энергии на прокачку теплоносителя и его стоимость должны быть приемлемыми.

В качестве теплоносителей применяют обычную и тяжелую воду (H_2O и D_2O), органические жидкости (те же, что и замедлители), газы (CO_2 , He и др.), жидкие металлы (Na , K , Li и др.).

Обычная (легкая) и тяжелая вода различаются только ядерными свойствами, что важно при использовании их в качестве замедлителей, поскольку это влияет на загрузку топлива, зависящую от сечения поглощения нейтронов замедлителем. В остальном их свойства совершенно одинаковы. Поэтому как теплоносители обычная и тяжелая вода идентичны, за исключением стоимости. У воды хорошие теплофизические свойства. Большинство конструктивных материалов имеет в воде сравнительно высокую коррозионную и эрозионную стойкость при условии соблюдения соответствующего качества воды (водного режима). Под воздействием облучения вода при определенных условиях подвергается радиолизу (разложению на кислород и водород). Для поддержания нормального содержания кислорода и водорода принимаются необходимые меры.

Обычная вода широко распространена в природе, доступна и имеет невысокую стоимость. Тяжелая вода вследствие ее высокой стоимости в качестве теплоносителя применяется реже.

Вода в реакторах может находиться в состоянии без кипения, в виде пароводяной смеси или пара. В некоторых конструкциях реакторов она является одновременно и замедлителем и теплоносителем. Реакторы такого типа называются водо-водяными, причем они бывают с некипящей водой (с водой под давлением — ВВРД) и с кипящей (ВВРК). Широко используется вода в качестве теплоносителя в реакторах с графитовым замедлителем, которые называются водо-графитовыми.

Недостатком воды как теплоносителя является высокое давление паров при относительно низкой температуре, причем оно быстро повышается с ростом температуры. Поэтому в реакторах с водяным теплоносителем требуется создавать высокое давление (6,5—20,0 МПа), что удорожает установки и вызывает определенные сложности в эксплуатации. Особенно это относится к реакторам с некипящей водой.

Органические жидкости имеют удовлетворительные теплофизические свойства, не вызывают коррозии и эрозии конструктивных материалов, не активируются. Особое преимущество органических теплоносителей состоит в том, что давление паров у них низкое при достаточно высокой температуре, благодаря чему в контуре можно иметь давление 1,5—2,0 МПа. Однако под воздействием повышенных температур и облучения органические жидкости интенсивно разлагаются и образуются тяжелые фракции и газы. В связи с этим в контуре теплоносителя должна быть громоздкая регенерационная установка, а при ее отсутствии необходимо постоянно осуществлять вывод тяжелых фракций и газов и подпитку свежим теплоносителем из запаса. Поэтому реакторы с органическим теплоносителем пока не нашли широкого распространения.

Чаще всего с органическим теплоносителем применяется и органический замедлитель. Реактор в этом случае называется органикоорганическим.

В случае использования газовых теплоносителей ограничение температуры не связано с давлением, что дает возможность иметь высокую температуру, ограничиваемую только стойкостью самого теплоносителя и применяемых материалов. Газы слабо активируются, а гелий вообще не активируется и не вызывает коррозии материалов. Однако газовые теплоносители имеют низкие теплоотдачу и теплоемкость, поэтому приходится повышать давление в контуре до 10,0—20,0 МПа (чтобы увеличить плотность газа) и обеспечивать большие расходы теплоносителя. Это в свою очередь приводит к значительным затратам энергии на прокачку теплоносителя. Тем не менее газы, особенно гелий, — перспективные теплоносители вследствие возможности получения высоких температур (до 1000 °С и даже выше) и коэффициента полезного действия. Гелий, не замедляющий нейтроны, может применяться и в реакторах на быстрых нейтронах. В реакторах на тепловых нейтронах газовые теплоносители чаще всего используются с графитовым замедлителем. Это относится и к углекислому газу, и к гелию. Углекислый газ иногда применяется также и с тяжеловодным замедлителем.

Жидкометаллические теплоносители имеют хорошие теплофизические свойства и низкое давление паров при высокой температуре. Это позволяет получить в реакторах с жидкометаллическими теплоносителями высокую температуру при низком давлении. Недостатки жидких металлов — их агрессивность (коррозионная активность, бурная химическая реакция с водой, горение на воздухе), высокая наведенная активность и высокая температура плавления. Жидкие металлы не замедляют нейтронов, что дает возможность применять их в реакторах на быстрых нейтронах. Наибольшее распространение получил натрий.

По конструкционному исполнению реакторы классифицируются на корпусные, каналные и бассейновые. В корпусных (см. рис. 3.3) реакторах внутри корпуса течет общий поток теплоносителя, который поступает в реактор и выходит из него через патрубки.

Ко всем топливным сборкам активной зоны такого реактора теплоноситель поступает из общей раздаточной камеры, а после них направляется также в общую сборную камеру. Корпус реактора нагружен внутренним давлением теплоносителя.

В каналных реакторах (см. рис. 2.1) теплоноситель по каждому каналу с топливной сборкой течет отдельно. Подвод и отвод теплоносителя от каждого из каналов осуществляется по индивидуальным трубопроводам, присоединенным к раздаточным и сборным коллекторам. Часто индивидуальные отводящие трубопроводы не объединяются в коллекторы, а идут до какого-либо оборудования, например сепаратора. В каналных реакторах корпус не нагружен давлением теплоносителя. Эту нагрузку несут каналы, расположенные в реакторе вертикально или горизонтально.

В бассейновых реакторах корпус представляет собой большой

бак, не имеющий герметичной крышки, заполненный водой на высоту несколько метров. В нижней части образованного таким образом бассейна находится активная зона, через которую прокачивается либо вода бассейна, либо теплоноситель, циркулирующий по специальному контуру. В исследовательском реакторе обычно имеются специальные каналы для проведения в них испытаний. Такие каналы охлаждаются теплоносителем, циркулирующим по самостоятельному контуру циркуляции.

Конструкция реактора определяется в основном выбранным замедлителем и теплоносителем. Водородные реакторы могут быть только корпусными. Корпусными выполняются также органические и газо-графитовые реакторы как с углекислым газом, так и с гелием. Водород-графитовые реакторы бывают только канальными. Тяжеловодный замедлитель в основном применяется в конструкциях канального типа, значительно реже в корпусных реакторах. Реакторы на быстрых нейтронах выполняются только корпусными, так как в них необходима высокая концентрация ядерного топлива в единице объема активной зоны. Предназначенные для исследовательских целей реакторы, в которых обычная вода является замедлителем и теплоносителем для основной активной зоны, обеспечивающей требуемые нейтронно-физические характеристики для проводимых испытаний, выполняются часто бассейнового типа.

И корпусным и канальным энергетическим реакторам присущи свои преимущества и недостатки. Так, корпусные реакторы более компактны, не имеют разветвленной сети трубопроводов. У них меньшее количество контрольно-измерительных приборов. Монтаж и обслуживание их проще. Однако изготовление и доставка корпуса реактора к месту сооружения АЭС — задача сложная и дорогостоящая. Из-за этих трудностей размеры корпуса имеют ограничения, которые в свою очередь лимитируют максимальную мощность реактора. Для изготовления корпусов требуется специальное производство, что ограничивает возможности их изготовления в больших количествах. При перегрузке топлива в корпусных реакторах необходимо снять крышку, предварительно разуплотнив ее, для чего реактор должен быть остановлен и давление в контуре теплоносителя снижено до атмосферного. По окончании перегрузки крышку снова требуется установить на корпус, уплотнить, опрессовать, и после этого в контуре может быть поднято давление. Все эти операции занимают достаточно много времени. Поэтому перегрузка топлива в корпусных реакторах не может быть частой и проводится один-два раза в год, что неизбежно снижает экономичность использования ядерного топлива и приводит к необходимости иметь достаточно большие запасы реактивности в начале кампании и, следовательно, большее количество регулирующих органов.

Канальные реакторы практически не ограничены по мощности, так как корпус у них не нагружен давлением теплоносителя и представляет собой конструкцию, собираемую при монтаже реак-

тора из отдельных элементов, изготовленных на заводе. Перегрузка топлива в канальных реакторах может производиться на полной мощности без их остановки и снижения параметров теплоносителя.

Это дает возможность вести перегрузку топлива практически непрерывно и иметь меньший запас реактивности, что обуславливает более гибкий топливный цикл, т. е. возможно его варьирование в процессе эксплуатации реактора.

Однако в канальных реакторах имеется большое количество трубопроводов, арматуры и контрольно-измерительных приборов. Монтаж таких реакторов требует больших затрат времени и труда, чем корпусных. При эксплуатации канальных реакторов объем их обслуживания несколько больше.

Очень серьезное внимание в настоящее время уделяется обеспечению безопасности при всевозможных нарушениях нормальной эксплуатации реактора, включая разрывы трубопроводов теплоносителя.

В этой ситуации за одно и то же время утечки теплоносителя в канальных реакторах значительно меньше, чем в корпусных, вследствие расчленения контура на небольшие части, что сильно упрощает задачу локализации аварии.

По назначению большинство реакторов являются энергетическими и предназначены для обеспечения каким-либо видом энергии (электрической, тепловой, механической) различных потребителей. Применяются энергетические реакторы в различных областях техники. Больше всего энергетических реакторов используется сейчас на АЭС. На проходившей в сентябре 1980 г. в Мюнхене Международной энергетической конференции было признано, что ядерная энергетика — наиболее перспективная отрасль электроэнергетики, по крайней мере до конца века. При этом отмечалось, что АЭС не привязаны к местам добычи ядерного топлива и меньше других электростанций загрязняют окружающую среду. По состоянию на конец 1980 г. на АЭС всего мира действовало 264 реактора, сооружается еще свыше 200 энергоблоков.

Помимо АЭС, на которых реакторы предназначены для производства только электроэнергии, они могут применяться на атомных теплоэлектроцентралях (АТЭЦ), где вырабатываются и электроэнергия, и тепловая энергия, а также в составе атомных котельных — атомных станций теплоснабжения (АСТ), вырабатывающих низкопотенциальное тепло для отопительных нагрузок (при температуре около 150 °С) и высокопотенциальное — для промышленного теплоснабжения.

Ядерные реакторы широко применяются в судовых энергетических установках, что позволило значительно увеличить возможные сроки плавания судов без захода в порты, скорость плавания, энерговооруженность. Широкие перспективы открываются при использовании ядерных энергетических установок (ЯЭУ) для космических объектов.

Наибольшее распространение сейчас получили несколько типов энергетических реакторов: корпусные водо-водяные с некипящей и кипящей водой, каналные водо-графитовые и тяжеловодные, корпусные газо-графитовые с углекислым газом. Начинают внедряться высокотемпературные газо-графитовые реакторы с гелием в качестве теплоносителя. Реакторы на быстрых нейтронах строятся пока только с натриевым теплоносителем. В ряде стран их развитие ведется довольно интенсивно. Перспективны реакторы на быстрых нейтронах с гелием, но их пока не строят из-за недостаточного опыта эксплуатации высокотемпературных реакторов. Выбор типа реактора для использования в различных областях народного хозяйства зависит от многих факторов, таких как состояние промышленности, запасы природных ресурсов, наличие кадров и т. п. В каждой стране эти факторы складываются по-своему, определяя направление развития реакторостроения. В некоторых странах развивается несколько различных типов реакторов.

Кроме энергетических реакторов достаточно широко применяются исследовательские реакторы, предназначенные для реакторных испытаний материалов, приборов, твэлов, ТВС и других реакторных узлов, а также для проведения различных физических экспериментов.

Передача генерируемого в реакторах тепла и преобразование его в используемые различными потребителями виды энергии осуществляется ЯЭУ. В большинстве ЯЭУ, вырабатывающих электроэнергию, тепловая энергия теплоносителем превращается сначала в механическую, а затем и электрическую. Возможны реакторы и ЯЭУ, в которых тепловая энергия, выделяемая в реакторе, сразу превращается в электрическую. Такое преобразование энергии называют прямым. Оно может быть осуществлено с помощью термоэмиссионных или полупроводниковых преобразователей. Технологическая схема ЯЭУ и состав входящего в нее оборудования определяются назначением установки и типом применяемого реактора. Режим работы реактора прямо зависит от работы всей ЯЭУ как в нормальных условиях, так и в аварийных ситуациях. Вследствие этого многие вопросы расчета и обоснования конструкции реактора необходимо рассматривать в непосредственной связи с работой ЯЭУ независимо от ее типа (АЭС, АТЭЦ, АСТ и т. д.). ЯЭУ посвящен отдельный том настоящей серии*, в котором подробно рассмотрены схемы установок, состав оборудования, основные и вспомогательные системы, нормальные и аварийные режимы работы. Тем не менее в данном томе при рассмотрении конструкции реакторов и их составных частей, а также вопросов инженерного обоснования и расчетов реакторов в ряде случаев неизбежно приходится касаться и энергетических установок в целом. В частности, в разд. 1 приводятся технологические схемы

*Ядерные энергетические установки: Учеб. пособие для вузов/Б. Г. Ганчев, Л. Л. Калишевский, Р. С. Демешев и др.; Под общ. ред. акад. Н. А. Доллежалы. — М.: Энергоиздат (в печати).

ЯЭУ, в составе которых работают рассматриваемые реакторы. Вопросы надежности реактора и безопасности его эксплуатации также рассмотрены в связи со всей установкой.

Глава 2

КАНАЛЬНЫЕ ВОДО-ГРАФИТОВЫЕ РЕАКТОРЫ

2.1. ОБЩИЕ СВОЙСТВА ВОДО-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

Канальный водо-графитовый реактор — один из основных типов реакторов, на базе которых развивается ядерная энергетика Советского Союза. Первый энергетический реактор подобного типа был построен на Первой АЭС. В 1958 г. была введена в эксплуатацию Сибирская АЭС с канальными реакторами, а в 1964 и 1967 гг. начали работать реакторы двух блоков Белоярской АЭС под Свердловском. На Чукотке в пос. Билибино с 1974 г. Билибинская АТЭЦ, состоящая из четырех энергоблоков, вырабатывает и электрическую и тепловую энергию. В 1973 г. введен в эксплуатацию реактор I блока Ленинградской АЭС, который в ноябре 1974 г. достиг полной мощности. Этот реактор — первый из серии новой модификации канальных реакторов, которые сооружаются сейчас и уже эксплуатируются на Ленинградской, Курской, Чернобыльской, Смоленской, Игналинской АЭС. В 1981 г. строительство Ленинградской АЭС, состоящей из четырех энергоблоков, было закончено, и в том же году она достигла проектной мощности — 4 млн. кВт. Следующий этап в развитии канальных водографитовых реакторов — создание реактора с перегревом пара в секционн-блочном исполнении, разработка которого ведется в настоящее время. Выполнены также проработки канального реактора со сверхкритическими параметрами пара.

В табл. 2.1 приведены основные характеристики некоторых модификаций канальных водо-графитовых реакторов, как уже введенных в эксплуатацию, так и разрабатываемых. Из таблицы видно, что за время, прошедшее со времени пуска Первой АЭС, электрическая мощность реакторов выросла от 5000 до 2 400 000 кВт.

Энергетические реакторы канального типа с графитовым замедлителем были разработаны и развиты в СССР. У истоков этой работы стояли такие видные ученые, как академик И. В. Курчатов, руководивший всей проблемой атомной энергетики в СССР в 50-х годах, академик А. П. Александров, академик Н. А. Доллежал — главный конструктор Первой АЭС, член-корреспондент Д. И. Блохинцев и академик АН БССР А. К. Красин — научные руководители проекта Первой АЭС. В развитие канальных водо-графитовых реакторов большой вклад внесли член-корреспондент АН СССР И. Я. Емельянов, профессор С. М. Фейнберг. Определяющие исследовательские и расчетные работы по канальным реакторам были выполнены в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова, Физико-энергетическом институте, Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники, некоторых других организациях. Конструкторские разработки проведены Институтом энерготехники и многими другими института-

24 Таблица 2.1. Основные характеристики канальных водо-графитовых реакторов АЭС

Характеристика	Первая АЭС	БАЭС I блок	БАЭС II блок	С. прямоточными каналами (проект)	Вылившаяся АЭС	РБМК-1000	РБМК-1500	РБМКП-2400 (проект)
Мощность, МВт: электрическая тепловая	5 30	100 286	200 530	800 1820	12 62	1000 3200	1500 4800	2400 6500
Размеры активной зоны, мм: эквивалентный диаметр	1540	7200	7200	11 800	4100	11 800	11 800	Прямоугольник 25 380×7050
высота	1700	6000	6000	6000	3000	7000	7000	7000
Шаг топливных каналов, мм	120	200	200	250	200	250	250	235
Число топливных каналов: испарительных	128	998	998	1693	273	1693	1661	2880
перегревателей	128	730	732	389	273	1693	1661	1920
Максимальная мощность топливного канала, кВт:	—	268	266	1304	—	—	—	960
испарительного	280	405	765	1524	340	3000	4500	4500
перегревательного	—	368	700	1380	—	—	—	2350
Тип твэла	Трубчатый							
Материал оболочки	Нержавеющая сталь							
Паропроизводительность реактора, т/ч	Стержневой							
Параметры пара перед турбиной:	Циркониевый сплав							
давление, МПа	42	380	760	2450	95,5	5800	8800	9600
температура, °С	1,25 260—270	8,8 500	8,8 500	23,5 535/535	5,9 274	6,38 280	6,38 280	6,38 450
Температура теплоносителя в каналах (вход/выход), °С:	200/290	300/330 320/510	303/322 320/510	270/405 400/550	253/280	270/284	270/284	270/300
перегревателей	—	2600	3200	2450	—	—	—	293/455
Расход воды через реактор, т/ч	300	12	22	100	600	37 500	29 000	33 920
Среднее массовое паросодержание на выходе из испарительных каналов, %	—	—	—	—	16,7	14,5	30	30

ми и конструкторскими бюро. Важный вклад в развитие водо-графитовых реакторов внесли коллективы Первой АЭС, Белоярской им. И. В. Курчатова, Ленинградской им. В. И. Ленина и др.

Большое преимущество канальных реакторов — возможность их быстрого внедрения в народное хозяйство. Так, изготовление серии реакторов РБМК-1000 электрической мощностью 1 млн. кВт было осуществлено без строительства специализированной машиностроительной базы на обычных машиностроительных заводах.

Водо-графитовые реакторы не имеют корпуса, работающего под давлением теплоносителя. Наличие корпуса в корпусных реакторах, как известно, является ограничивающим фактором для увеличения мощности, поскольку, с одной стороны, изготовление и транспортировка корпуса реактора требуют сложного машиностроительного производства и соответствующих транспортных средств, а с другой — в случае разрыва корпуса реактора необходима локализация радиоактивности. Причем решение этих проблем тем сложнее, чем больше мощность реактора и размеры его корпуса.

Мощность канальных реакторов принципиально не ограничена размерами корпуса. Нет ограничений мощности и по условиям безопасной работы реакторов, так как активная зона и первый контур теплоносителя разделены на отдельные части. В случае аварии в какой-либо части она не распространяется на всю активную зону и на весь контур теплоносителя.

Для водо-графитовых реакторов характерна поканальная перегрузка топлива, которую можно проводить без остановки реактора. Это обеспечивает высокую техническую готовность реактора и позволяет работать с малым запасом реактивности, благодаря чему требуется относительно небольшой вес органов управления реактором. Канальным реакторам свойственна также гибкость топливного цикла, что весьма существенно при развитии энергетики.

В канальном реакторе относительно просто получить высокие параметры теплоносителя, и в конечном счете увеличить коэффициент полезного действия. Применительно к реакторам с водным теплоносителем это означает возможность получения перегретого пара, использование которого дает ряд преимуществ по сравнению с использованием насыщенного пара.

К недостаткам канальных реакторов следует отнести сравнительно большое количество конструкционных материалов в активной зоне, поскольку каждый канал нагружен давлением теплоносителя. Кроме того, требуются большие по сравнению с корпусными реакторами затраты времени и труда на их монтаж и несколько более трудоемким является их обслуживание в процессе эксплуатации.

Принципиально конструкция всех канальных реакторов одинакова (рис. 2.1).

В качестве замедлителя в водо-графитовых реакторах применяется графит, который хотя и обладает меньшей замедляющей способностью, чем тяжело- и легководный замедлитель, но имеет

весьма низкое сечение поглощения нейтронов и является хорошим материалом для использования в составе активной зоны. Кроме того, графит имеет высокую теплопроводность и вполне приемлемые механические свойства, которые к тому же улучшаются с ростом температуры. Графит технологичен и легко поддается механической обработке, что позволяет изготавливать из него изделия нужной формы.

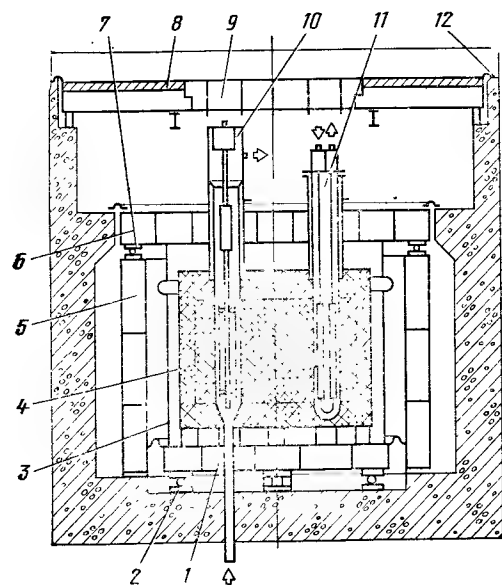


Рис. 2.1. Принципиальная схема канального водо-графитового реактора:

1 — нижняя плита; 2 — опора нижней плиты; 3 — кожух; 4 — графитовая кладка; 5 — боковая биологическая защита; 6 — верхняя плита; 7 — опора верхней плиты; 8 — верхнее боковое защитное перекрытие; 9 — верхнее центральное защитное перекрытие; 10 — неперегружаемый канал с нижним подводом и верхним отводом теплоносителя; 11 — перегружаемый канал с верхним подводом и отводом теплоносителя; 12 — пол реакторного зала

Графитовую кладку реактора собирают из отдельных колонн с отверстиями для установки топливных каналов, которые образуют правильную квадратную или треугольную сетку. Для предотвращения горизонтальных сдвигов части кладки стыки отдельных блоков соседних колонн выполняют на разной высоте. Для устойчивости кладки в целом на ее периферии применяют скрепляющие штанги, бандаж и другие устройства. Из-за присущей графиту размерной нестабильности при работе в активной зоне конструирование графитовых кладок необходимо вести с учетом возможных изменений размеров графитовых элементов. Размерная нестабильность графита определяется воздействием сложного комплекса факторов и ее учет представляет трудную задачу. При конструировании должно быть исключено разрушение графитовой кладки в процессе эксплуатации, а также ухудшение теплосъема с графита при изменении зазоров между элементами кладки и устройствами для отвода тепла.

Несущими элементами водо-графитовых реакторов, образующими одновременно замкнутое внутриреакторное пространство, являются металлоконструкции нижней и верхней плит и боковой защиты. Для герметизации внутреннего объема реактора обычно

применяют кожух, соединенный с нижней и верхней плитами, а также с боковой защитой через компенсаторы линейных удлинений. Нижнюю плиту устанавливают на опоры, закрепленные на бетонном основании здания реактора. На нижней плите монтируют графитовую кладку.

Топливные каналы могут крепиться в верхней и нижней плитах или только в верхней плите. В первом случае каналы проходят через нижнюю плиту в подреакторное пространство, во втором — их нижний конец находится внутри реакторного объема выше нижней плиты. В зависимости от конструкции каналов теплоноситель подводится к их нижней или верхней части, а отводится всегда от верхней части. Объем, заключенный внутри кожуха реактора, обычно заполняют газом, защищающим графит от окисления при высокой температуре. В качестве такого газа применяется азот или смесь азота с гелием; добавка гелия обеспечивает лучший теплоотвод от графита к циркулирующему в каналах теплоносителю. Газ, прокачиваемый через реактор, анализируется, что позволяет осуществлять постоянный контроль за составом газа в реакторе и тем самым за герметичностью каналов реактора.

Реактор устанавливают в бетонной шахте и сверху закрывают стационарной и съёмной защитой.

В зависимости от конструкции каналов реакторы можно разделить на два вида — с перегружаемыми и с неперегружаемыми при замене топлива каналами. В перегружаемых каналах применяют трубчатые твэлы, состоящие из двух коаксиальных труб, между которыми размещено топливо, а по внутренней трубе течет теплоноситель. Такие твэлы вместе с элементами канала образуют единую конструкцию, представляющую собой одновременно тракт теплоносителя. Каналы с трубчатыми твэлами крепятся к вваренным в верхнюю плиту трубам-стоякам. Теплоноситель подводится к головке канала, опускается в нижний хвостовик, затем поднимается вверх и отводится от головки канала. При замене выгоревшего топлива свежим в таких реакторах топливные каналы заменяют новыми, для чего необходимо отсоединить от каналов трубопроводы, подводящие и отводящие теплоноситель, следовательно, надо разомкнуть контур теплоносителя, что требует остановки реактора.

В реакторах с неперегружаемыми каналами можно использовать различные типы твэлов, но обычно применяют стержневые с двуокисью урана, объединяемые в тепловыделяющие сборки (ТВС). ТВС и каналы в таких реакторах представляют собой отдельные конструкции. ТВС устанавливают в каналы, закрепленные в верхней и нижней плитах, без нарушения непрерывности тракта теплоносителя, образуемого в пределах реактора каналом и подводящими и отводящими трубопроводами. Перегрузку топлива на таких реакторах можно осуществлять без их остановки с помощью разгрузочно-загрузочных машин.

Конструкции канальных реакторов могут существенно различаться и по таким признакам, как конструкция ТВС, корпуса, па-

параметры теплоносителя и т. п. Это приводит к тому, что присущие канальным реакторам преимущества и недостатки в каждом конкретном случае могут проявиться в большей или меньшей степени. В следующих параграфах рассмотрены основные виды канальных реакторов, созданных в СССР.

Тепловые схемы энергетических установок с канальными реакторами зависят главным образом от состояния и параметров теплоносителя — воды.

В реакторах с некипящей водой (рис. 2.2, а) с недогревом до температуры насыщения при данном давлении на 10—15°C тепловая схема двухконтурная, т. е. принципиально такая же, как и в установках с корпусными реакторами с некипящей водой. Пар

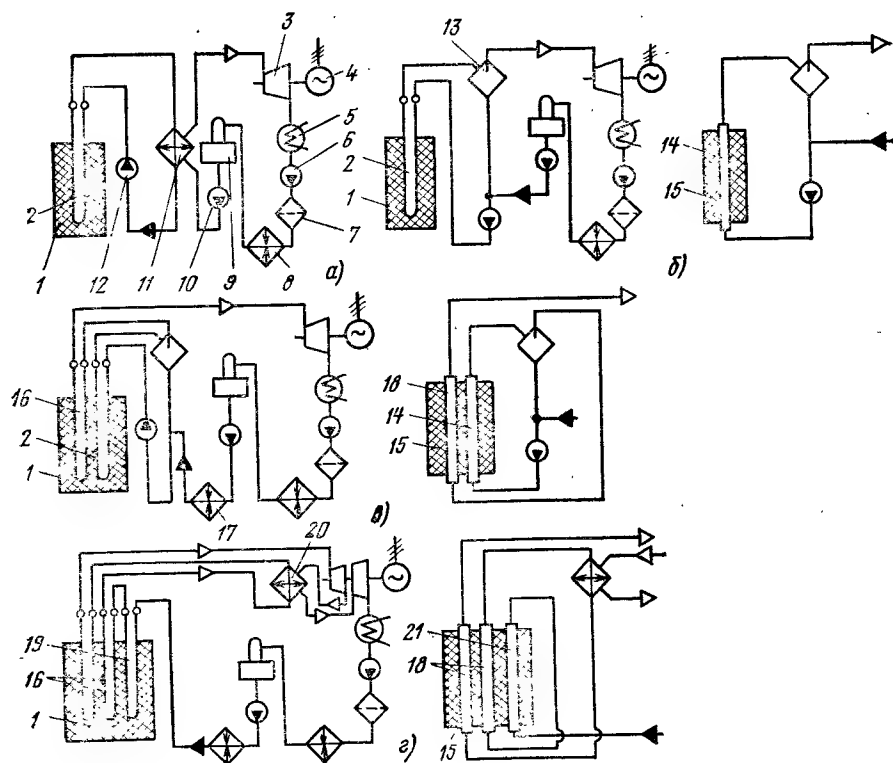


Рис. 2.2. Принципиальные тепловые схемы энергетических установок с водографитовыми реакторами:

а — с некипящей водой; б — с кипящей водой и прямой подачей насыщенного пара в турбину; в — с перегревом пара; г — с полным испарением воды в прямоточных каналах и перегревом пара; 1 — реактор с перегружаемыми каналами (с трубчатыми твэлами); 2 — испарительный перегружаемый канал с трубчатыми твэлами; 3 — турбина; 4 — генератор; 5 — конденсатор; 6 — конденсатный насос; 7 — конденсатоочистка; 8 — подогреватель низкого давления; 9 — деаэрактор; 10 — питательный насос; 11 — парогенератор; 12 — циркуляционный насос; 13 — сепаратор пара; 14 — испарительный неперегружаемый канал; 15 — реактор с неперегружаемыми каналами; 16 — перегревающий перегружаемый канал; 17 — подогреватель высокого давления; 18 — перегревающий неперегружаемый канал; 19 — испарительный неперегружаемый прямоточный канал; 20 — промежуточный перегреватель; 21 — испарительный неперегружаемый прямоточный канал.

для турбины вырабатывается в парогенераторе за счет тепла, переносимого некипящей водой из реактора.

Реакторы, в которых происходит кипение воды с образованием пароводяной смеси (рис. 2.2, б), работают в составе одноконтурных установок. Пароводяная смесь поступает в сепараторы пара, в которых разделяется на пар и воду. Полученный таким образом насыщенный пар подается в турбину, а отсепарированная вода после ее смешения с питательной водой, полученной из отработанного в турбине и сконденсированного пара, поступает снова в реактор. Для полного испарения воду через реактор необходимо пропустить несколько раз. Число циклов, называемое кратностью циркуляции, зависит от получаемого на выходе из реактора массового паросодержания. Циркуляция воды через реактор может осуществляться либо принудительно с помощью циркуляционных насосов, либо за счет разности масс в подъемных и опускных линиях.

Возможность естественной циркуляции теплоносителя для некоторых типов установок и для ряда режимов работы установок с принудительной циркуляцией является очень важным и полезным качеством.

В реакторе с перегревом пара (рис. 2.2, в) повышается термодинамический КПД установки, благодаря чему снижается удельный расход топлива на единицу вырабатываемой электроэнергии, улучшаются условия работы турбины, уменьшается расход охлаждающей воды и т. п. Однако при получении перегретого пара необходимо использовать материалы, выдерживающие погружение температуры, но они, как правило, имеют большие сечения поглощения нейтронов. Это обстоятельство уменьшает положительный эффект, получаемый от повышения параметров при перегреве пара, но общий результат оказывается положительным. Кроме того, возможности повышения жаростойкости и жаропрочности материалов, слабо поглощающих нейтроны, позволяют считать схемы с использованием перегрева пара наиболее перспективными. Канальные реакторы по сравнению с другими типами реакторов наиболее пригодны для осуществления перегрева пара.

Большой интерес представляет возможность полного испарения воды в каналах по так называемой прямоточной схеме (рис. 2.2, г). В этом варианте не нужен сепаратор пара для разделения пароводяной смеси на пар и воду и нет необходимости в циркуляционном насосе, так как расход теплоносителя по контуру обеспечивается насосами питательной воды. Все это должно дать заметный экономический эффект, упростить режимы работы. Экспериментально показано, что прямоточная схема может быть осуществлена как при закритических, так и при докритических параметрах воды.

Предстоит изучить и отработать водный режим, проверить ресурс работы и выполнить некоторые другие исследования. Но перспективность такой схемы очевидна уже сегодня.

2.2. РЕАКТОРЫ С ПЕРЕГРУЖАЕМЫМИ КАНАЛАМИ (С ТРУБЧАТЫМИ ТВЭЛАМИ)

Реакторы с перегружаемыми каналами работают на Первой АЭС, I и II блоках БАЭС, Билибинской АТЭЦ; о прямоточных реакторах на сверхкритические и докритические параметры, с перегружаемыми каналами в литературе были публикации.

Перегружаемые каналы представляют собой конструкцию диаметром 60—90 мм, длиной 10—15 м, которая одновременно является и сборкой тепловыделяющих элементов трубчатого типа, и трактом теплоносителя. В трубчатых твэлах теплоноситель течет по внутренней трубке, вокруг которой расположено топливо, при этом трубчатый твэл нагружен изнутри давлением теплоносителя. Благодаря этому в случае нарушения герметичности оболочек твэла топливо и продукты деления не попадают в теплоноситель. Концы внутренней трубки трубчатого твэла приварены к трактам канала, по которым теплоноситель подводится к твэлу и отводится от него. Все твэлы и тракты в канале объединены в единую систему движения теплоносителя. Для соединения с внешней системой теплоносителя на верхней головке канала выполнены подводящий и отводящий штуцера.

Каналы с трубчатыми твэлами устанавливают в предназначенные для них вертикальные тракты, образуемые отверстиями в графитовой кладке и вваренными в верхнюю плиту трубами-стояками. Каналы крепят к верхней части стояков и уплотняют с помощью прокладок.

Перегружаемые каналы с трубчатыми твэлами были разработаны в процессе конструирования реактора Первой АЭС. Предотвращение возможности попадания продуктов деления ядерного топлива и самого топлива в теплоноситель при разгерметизации твэлов имело большое значение ввиду отсутствия опыта по конструированию твэлов и неизученности их работоспособности в условиях энергетических ядерных реакторов.

Выбор перегружаемой конструкции каналов обеспечивал возможность замены их через определенное время, что было существенным в связи с недостаточными знаниями в то время о влиянии облучения на свойства конструкционных материалов.

Схема АЭС была выполнена двухконтурной. Это дополнительно гарантировало отсутствие радиоактивности в турбоустановке. В реакторе вода при давлении 10,0 МПа нагревается до 280 °С. Это обеспечивает получение во втором контуре перегретого пара с температурой 260—270 °С при давлении 1,25 МПа, на котором работает турбогенератор мощностью 5 МВт (эл.). При этом потребная тепловая мощность реактора составляет 30 МВт.

Реактор (рис. 2.3) размещен в цилиндрической бетонной шахте с толщиной стен 3000 мм, являющейся частью боковой биологической защиты. На дне шахты выполнено охлаждаемое железобетонное основание реактора, в котором установлены шесть опорных домкратов. На этих домкратах расположена нижняя опорная

плита с прикрепленным к ней снизу опорным кольцом. С той же стороны на плите имеются змеевики, предназначенные для ее охлаждения.

На нижней плите смонтирована графитовая кладка, представляющая собой цилиндр диаметром 3000 мм и высотой 4500 мм. Кладка состоит из колонн, набранных из шестигранных блоков с размером под ключ 120 мм в центре и из секторов на перифе-

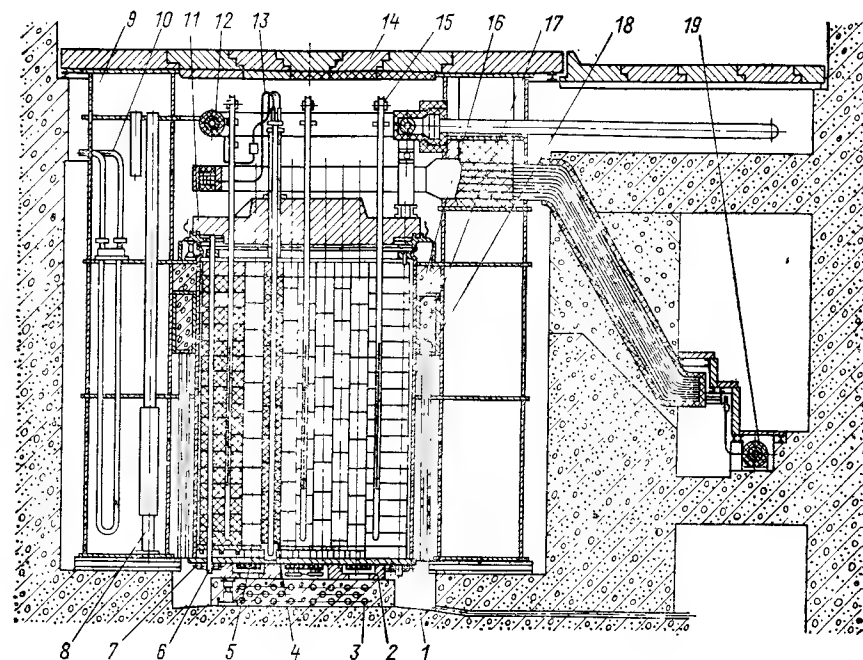


Рис. 2.3. Реактор Первой АЭС:

1 — нижняя плита; 2 — опорное кольцо; 3 — основание реактора; 4 — графитовая кладка; 5 — змеевики охлаждения нижней плиты; 6 — канал охлаждения отражателя; 7 — коллектор системы охлаждения отражателя; 8 — канал ионизационной камеры; 9 — бак боковой защиты; 10 — змеевики охлаждения бака боковой защиты; 11 — верхняя плита; 12 — выходной коллектор; 13 — топливный канал; 14 — верхнее защитное перекрытие; 15 — канал СУЗ; 16 — кольцевой баллон; 17 — бетонная защита; 18 — кожух реактора; 19 — напорный коллектор

рии. Благодаря шестигранной форме блоков создается хорошая связь колонн друг с другом, что обеспечивает устойчивость кладки в целом. Количество шестигранных колонн равно 151. В каждой из них имеется по всей высоте отверстие диаметром 65 мм для размещения 128 топливных каналов и 23 каналов для стержней управления. Количество секторных колонн равно 24. Секторы образуют отражатель толщиной 750 мм с шестью отверстиями для управляющих стержней. В каждом секторе имеются также отверстия для установки каналов охлаждения отражателя, в которых размещены 24 канала для отвода выделяющегося в отражателе тепла. Эти каналы крепятся сваркой к нижней пли-

те. Охлаждающая вода подводится и отводится от каналов к коллекторам, также крепящимся к нижней плите.

Вокруг кладки установлен кожух реактора, приваренный к нижней плите и через температурный компенсатор к верхнему фланцу, который опирается на опорные домкраты, установленные на кольцевом балке бака боковой защиты. На верхнем фланце установлена верхняя чугунная плита диаметром 3290 мм, толщиной 500 мм над активной зоной и 250 мм над отражателем. В плите выполнено 157 отверстий для установки топливных каналов и каналов со стержнями управления. Эти отверстия соосны с соответствующими отверстиями в кладке. Для установки топливных каналов на плите смонтированы стояки с фланцами, к которым через уплотнительную прокладку крепятся топливные каналы. Подвод и отвод теплоносителя к головкам каналов осуществляется по индивидуальным трубопроводам, размещенным рядами между стояками. Подводящие трубопроводы проложены по наклонному коробу к напорному коллектору, размещенному в отдельном помещении за бетонной защитой. Отводящие трубопроводы собраны в кольцевой выходной коллектор, расположенный над верхней плитой.

Бак боковой защиты, заполненный водой, состоит из четырех отсеков, не сообщающихся между собой. В каждом отсеке имеются змеевики для охлаждающей воды. В баке боковой защиты выполнено 12 вертикальных каналов для размещения ионизационных камер. Между баком водяной защиты и кожухом выше активной зоны установлена бетонная защита.

Сверху шахта реактора закрыта верхним защитным перекрытием, состоящим из отдельных чугунных плит.

Разработка, сооружение и эксплуатация реактора Первой АЭС дали богатый опыт для дальнейшего развития в энергетическом реакторостроении направления с реакторами канального типа. Были отработаны конструкции, режимы эксплуатации, проведено большое количество экспериментальных исследований, в том числе изучены кипение воды и перегрев пара в каналах реактора. Результаты этих работ позволили вскоре создать реакторы для БАЭС — единственные в мире реакторы с ядерным перегревом пара.

Двухконтурная схема I блока отличается, однако, от обычной двухконтурной тем, что перегрев пара, полученного в парогенераторе при нагреве теплоносителем замкнутого испарительного контура, осуществляется в реакторе. Схема II блока — одноконтурная. В реакторе перегревается пар, полученный в испарительных каналах и отсепарированный в сепараторах. В обоих блоках пар перегревается до температуры 510—520°С, а в отдельных каналах до 545°С при давлении 9,0 МПа. Это позволило использовать на БАЭС серийные турбоагрегаты К-100-90 с КПД брутто энергоблока около 38%.

Реакторы I и II блоков по конструкции одинаковы (рис. 2.4). Реактор размещен в шахте с размерами в плане 15×15 м, боко-

вые стенки которой являются частью боковой защиты от ионизирующих излучений реактора. На дне шахты установлены опоры под нижнюю плиту. Последняя, коробчатого типа, диаметром 10,5 м и высотой 600 мм, служит основанием для графитовой кладки. Внутренняя полость плиты заполнена водой, которая ослабляет облучение бетонного основания дна шахты реактора.

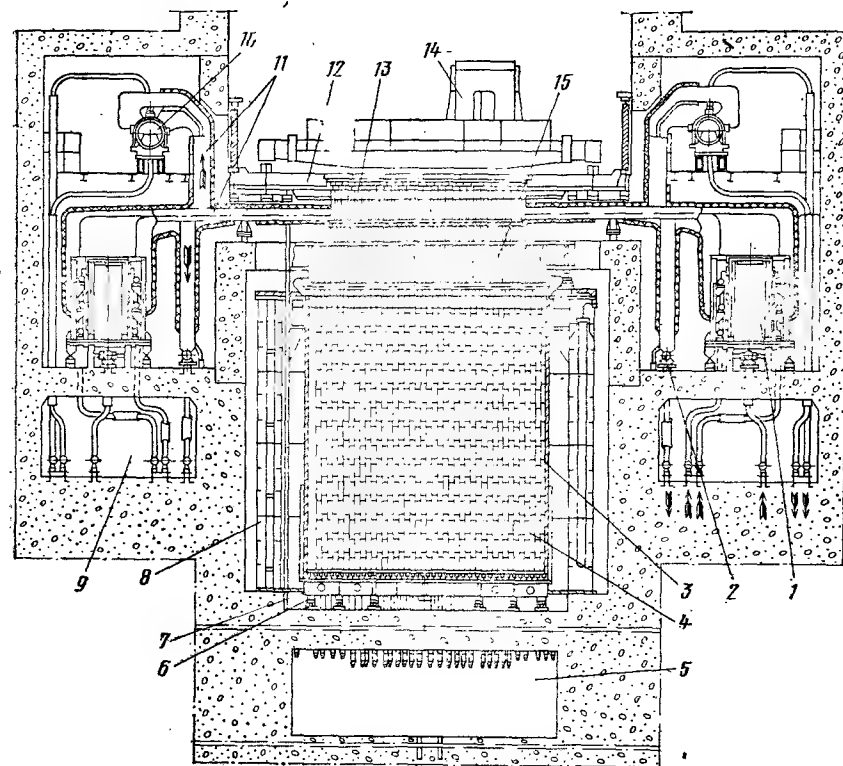


Рис. 2.4. Реактор БАЭС:

1 — коридор отключающих устройств; 2 — коллектор перегретого пара; 3 — кожух реактора; 4 — графитовая кладка; 5 — помещение механизмов СУЗ; 6 — катковая опора; 7 — нижняя плита; 8 — бак боковой защиты; 9 — коридор трубопроводов; 10 — сепаратор пара; 11 — индивидуальные пароводяные и водяные трубопроводы; 12 — верхнее боковое перекрытие; 13 — индивидуальная защита; 14 — напольная машина; 15 — верхняя плита

Боковая водяная защита выполнена в виде кольцевого двухстенного бака с внутренним диаметром 11,5 м, шириной около 1,0 м, заполненного водой, которая воспринимает тепло кладки реактора, ее кожуха и отдает его воде, циркулирующей в трубчатых холодильниках. Одновременно этот бак является опорой, на которой монтируется верхняя плита, и тепловой защитой бетона шахты реактора.

Верхняя плита коробчатого типа, диаметром около 10,5 м, высотой 1,5 м, предназначена для установки на ней труб с фланца-

ми (стояков), через которые проходят и к которым крепятся каналы. Между стояками расположены трубопроводы подвода теплоносителя к каналам и отвода его от них. Между нижней и верхней плитами установлен кожух реактора диаметром 10 м. Нижняя часть кожуха непосредственно приварена к нижней плите, а с верхней плитой кожух соединен через компенсатор, воспринимающий вертикальные удлинения кожуха и горизонтальные перемещения верхней плиты.

Графитовая кладка реактора вместе с верхней чугуновой защитой выкладывается на нижней плите после окончания монтажа металлоконструкций. Кладка набирается из столбов прямоугольного сечения. Каждый столб состоит из отдельных блоков, причем в нижней части высота блоков разная, а по всей остальной кладке одинаковая и равная 600 мм. Таким образом стыки блоков по высоте у соседних столбов находятся на разных уровнях. Активная зона реактора имеет высоту 6,0 м, а диаметр — 7,2 м. Толщина бокового отражателя 0,8 м, нижнего — 1,4 м, а верхнего — 0,8 м. Над верхним отражателем установлена защитная смешанная кладка из чередующихся слоев графита и чугуна общей толщиной 1,5 м. Таким образом, диаметр всей кладки равен 8,8 м, а высота 9,7 м. В столбах кладки выполнены вертикальные отверстия под каналы диаметром 75 мм.

Рабочие каналы (998 шт.) расположены в кладке по квадратной решетке с шагом 200 мм. Вне решетки, между рабочими каналами, расположены 94 канала со стержнями компенсации реактивности и аварийной защиты. Шесть стержней автоматического регулирования размещены в рабочих каналах.

Активная зона в реакторе I блока БАЭС делится на три части. В центре и на периферии активной зоны расположены только испарительные каналы (ИК), а в средней части чередуются ряды испарительных и пароперегревательных каналов. В реакторе II блока пароперегревательные каналы (ППК) в центре активной зоны чередуются рядами с испарительными каналами. На периферии активной зоны расположены только испарительные каналы. При смешанном расположении каналов в режимах пуска и расхолаживания обеспечивается переток тепла от ППК к ИК, что облегчает условия работы первых в указанных режимах.

Стояки (трубы) верхней плиты, к которым крепят каналы, приварены к верхнему листу верхней плиты, а своим нижним концом свободно заходят в чугуновый блок, расположенный сверху графитового столба кладки.

Каналы стержней системы управления реактором проходят через верхние стояки, кладку реактора, стояки, приваренные к нижней плите, а выходят в помещение под реактором, где расположены исполнительные механизмы СУЗ. Стержни аварийной защиты (АЗ) выводятся из активной зоны потоком воды, текущей снизу вверх, в верхнем положении они удерживаются электромагнитами, вода при этом движется сверху вниз. При обесто-

чивании электромагнитов стержни падают вниз, и вода ускоряет их движение в активную зону.

Для уменьшения высоты стояков, а следовательно, и длины каналов водопроводы выведены на две противоположные стороны реактора. Также с двух сторон реактора расположены распределительные коллекторы для воды и насыщенного пара, сборные коллекторы перегретого пара, а над ними барабаны-сепараторы. Последние установлены выше головок рабочих каналов, что позволяет осуществить естественную циркуляцию через ИК на мощности примерно 15—20% номинальной. Это особенно важно при полном обесточивании блока, так как создает условия надежного охлаждения каналов реактора.

Над верхними головками каналов и водопроводов расположены защита от излучения теплоносителя, верхнее перекрытие, которое состоит в основном из чугуновых плит и коробов, заполненных залитой бутимом чугуновой дробью.

Большинство металлоконструкций реактора изготовлены из слаболегированной стали; бак боковой защиты — из углеродистой стали; водопроводы — из нержавеющей стали, сборные паровые коллекторы — из слаболегированной углеродистой стали.

При конструировании реакторов большое внимание уделялось оптимизации теплотехнических и нейтронно-физических характеристик. Так, выравнивание полей энерговыделения по радиусу активной зоны достигается, с одной стороны, соответствующим расположением компенсирующих стержней СУЗ, а с другой стороны, использованием в ИК урана разного обогащения, при этом каналы с более обогащенным ураном располагают на периферии активной зоны.

В реакторе I блока ППК размещены в кольцевой области посередине активной зоны, при этом изменение энерговыделения по радиусу реактора не сильно сказывается на отношении мощности, выделяемой в ППК и ИК. Для обеспечения большего выгорания урана в реакторе II блока ППК расположены в центральной части активной зоны.

Для увеличения глубины выгорания урана на обоих блоках принята частичная перестановка и перегрузка каналов примерно раз в три месяца. Количество перегружаемых и переставляемых каналов в разных областях активной зоны неодинаково и определяется условиями обеспечения максимального выравнивания энерговыделения по радиусу активной зоны.

Опыт работ реакторов БАЭС подтвердил возможность осуществления ядерного перегрева пара. Созданные конструкции перегревателей твэлов и каналов показали высокую работоспособность; отработаны различные эксплуатационные режимы, изучены условия обслуживания турбоагрегатов и другого тепломеханического оборудования при перегреве пара в активной зоне.

Дальнейшим развитием канальных реакторов с перегружаемыми каналами и высокими параметрами теплоносителя являются проекты прямоточных реакторов с закритическими или докри-

тическими параметрами пара. В схемах энергоблоков с такими реакторами отсутствуют сепараторы пара и циркуляционные насосы, так как в ИК осуществляется полное испарение воды и полученный пар слегка перегревается. Таким образом, весь теплоноситель после ИК проходит через ППК, где нагревается до температуры 540—560° С, и далее направляется в турбину. Еще одна группа ППК предназначена для промежуточного перегрева пара после цилиндра высокого давления. В остальном конструкция проточных реакторов подобна конструкции других реакторов с перегружаемыми каналами.

Опыт создания и эксплуатации реакторов с трубчатыми твэлами Первой АЭС и БАЭС позволил разработать подобные реакторы относительно небольшой мощности для теплофикационных установок, предназначенных для работы в удаленных районах Севера и Северо-Востока страны. Отличительной особенностью этих реакторов является естественная циркуляция теплоносителя с прямой подачей насыщенного пара под давлением 6,5 МПа из сепараторов в турбину.

Использование насыщенного пара, конечно, снижает КПД установки и, кроме того, ухудшает условия работы турбины вследствие увеличения влажности рабочего тела. Но для условий удаленных и труднодоступных районов Северо-Востока такое решение оправдано упрощением схемы, уменьшением количества трубопроводов и арматуры, снижением их температуры, а естественная циркуляция теплоносителя значительно повышает надежность работы и безопасность энергоблока.

Установки такого типа в течение ряда лет успешно эксплуатируются на Билибинской АТЭЦ, реакторы которой принципиально аналогичны по конструкции реакторам Первой АЭС и БАЭС. Отличия определяются меньшей мощностью по сравнению с БАЭС, повышенными требованиями по надежности, условиями удаленного и труднодоступного района расположения станции. Вследствие меньшей мощности высота активной зоны равна 3 м, а число каналов — 273, при этом максимальная тепловая нагрузка на поверхности твэла составляет 75,5 Вт/см². При меньшей высоте твэла упрощается технология его изготовления, следовательно, повышается качество готового твэла, а значит, и надежность его работы. Этому способствует и то обстоятельство, что тепловые нагрузки на поверхности твэла сравнительно невысоки.

Чтобы создать лучшие условия для естественной циркуляции теплоносителя, увеличено проходное сечение центральной опускной трубки канала. Вместо трубки 20×1, используемой в каналах БАЭС, применена трубка 25×1, при этом диаметр канала стал равен 88 мм. В опускные трубопроводы отсепарированной воды установлены смесительные устройства типа струйных насосов, в которых рабочей средой служит питательная вода. Эти устройства обеспечивают небольшой напор по сравнению с тягой естественной циркуляции (~5%), который, однако, обеспечивает нужную циркуляцию при пусках и остановках.

Тепловая мощность каждого из четырех реакторов Билибинской АТЭЦ равна 62 МВт, электрическая мощность 12 МВт при отборе тепла до 29 МВт. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ показал целесообразность создания подобных установок большей мощности для удаленных районов страны.

2.3. РЕАКТОРЫ С НЕПЕРЕГРУЖАЕМЫМИ КАНАЛАМИ

В реакторах с неперегружаемыми каналами, в отличие от реакторов с перегружаемыми каналами, ТВС и технологический канал являются раздельными узлами. К установленным в реактор каналам с помощью неразъемных соединений подсоединены трубопроводы — индивидуальные тракты подвода и отвода теплоносителя. Загружаемые в каналы ТВС крепятся и уплотняются в верхней части стояка канала. Таким образом, при перегрузке топлива не требуется размыкания тракта теплоносителя, что позволяет осуществлять ее с помощью соответствующих перегрузочных устройств без остановок реактора.

В Советском Союзе по такому принципу разработаны, построены и продолжают строиться реакторы большой мощности с кипением воды в каналах и прямой подачей насыщенного пара в турбины — РБМК. При создании таких реакторов решалась задача экономичного использования нейтронов в активной зоне реактора. С этой целью оболочки твэлов и трубы канала изготовлены из слабо поглощающих нейтроны циркониевых сплавов. В период разработки РБМК температурный предел работы сплавов циркония был недостаточно высок. Это определило относительно невысокие параметры теплоносителя в РБМК. Давление в сепараторах равно 7,0 МПа, чему соответствует температура насыщенного пара 284° С. Схема установок РБМК одноконтурная. Пароводяная смесь после активной зоны попадает по индивидуальным трубам в барабаны-сепараторы, после которых насыщенный пар направляется в турбины, а отсепарированная циркуляционная вода после ее смешения с питательной водой, поступающей в барабаны-сепараторы от турбоустановок, с помощью циркуляционных насосов подается к каналам реактора.

Разработка РБМК явилась значительным шагом в развитии атомной энергетики СССР, поскольку такие реакторы позволяют создать крупные АЭС большой мощности. В Советском Союзе постоянно увеличивается единичная мощность энергоблоков. Это объясняется тем, что с ростом единичных мощностей улучшаются экономические показатели энергетики в целом, обеспечивается концентрация людских и материальных ресурсов, повышается производительность труда. Увеличение единичных мощностей в СССР возможно благодаря наличию крупных объединенных энергосистем, в составе которых могут работать энергоблоки большой мощности.

Из двух типов реакторов на тепловых нейтронах — корпусных водо-водяных и канальных водо-графитовых, используемых в

помощью детекторов, устанавливаемых в центральные трубы ТВС в 117 топливных каналах. На стыках графитовых колонн кладки реактора предусмотрено 20 вертикальных отверстий диаметром 45 мм, в которых устанавливаются трехзонные термометры для контроля за температурой графита.

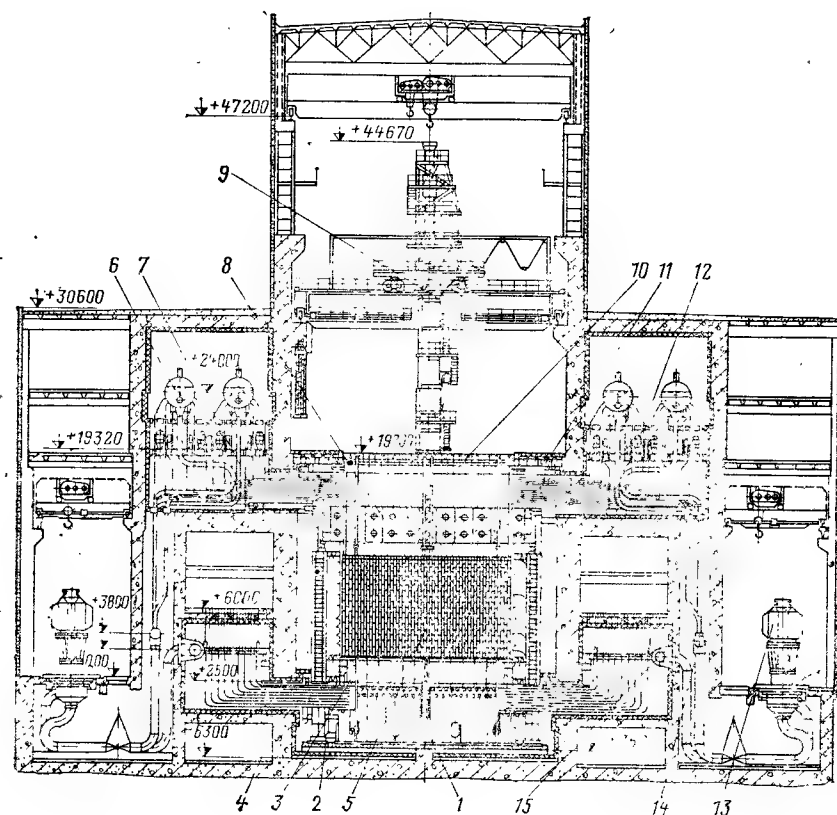


Рис. 2.6. Общий вид реактора РБМК:

1 — опорная металлоконструкция; 2 — индивидуальные водяные трубопроводы; 3 — нижняя металлоконструкция; 4 — боковая биологическая защита; 5 — графитовая кладка; 6 — барабан-сепаратор; 7 — индивидуальные пароводяные трубопроводы; 8 — верхняя металлоконструкция; 9 — разгрузочно-загрузочная машина; 10 — верхнее центральное перекрытие; 11 — верхнее боковое перекрытие; 12 — система контроля герметичности оболочек твэлов; 13 — главный циркуляционный насос; 14 — всасывающий коллектор; 15 — напорный коллектор

Реактор (рис. 2.6) размещен в бетонной шахте размером 21,6×21,6×25,5 м. Нижняя плита толщиной 2 м и диаметром 14,5 м состоит из цилиндрической обечайки и двух листов, в которые герметично вварены трубные проходки для топливных каналов и каналов управления. Весь объем внутри плиты между проходками заполнен серпентинитом, благодаря чему она, явля-

ясь биологической защитой, обеспечивает возможность проведения работ в подреакторном пространстве во время остановки реактора.

Нижняя плита через сварную металлоконструкцию в виде креста опирается на бетонное основание шахты реактора. Реактор окружен боковой защитой в виде кольцевого бака с водой, который установлен на опорных конструкциях, крепящихся к бетонному основанию шахты реактора. Наружный диаметр бака равен 19 м, внутренний на высоте 11 м — 16,6 м. На верхнем торце бака на 16 катковых опорах установлена верхняя плита, аналогичная по конструкции нижней. Толщина верхней плиты 3 м, диаметр 17,5 м. Вокруг верхней плиты имеется дополнительная боковая защита в виде кольцевого бака с водой высотой 3,2 м, наружным диаметром 19 м, а внутренним 17,8 м.

Нижняя и верхняя плиты соединены между собой герметичным кожухом из листового проката толщиной 16 мм. В нижней части кожуха имеются компенсаторы линейного удлинения с толщиной стенки 8 мм. Вверху и внизу кожух и бак боковой защиты соединены диафрагмами с компенсаторами линейных удлинений. Таким образом, между кожухом и боковой защитой образуется кольцевая, также герметичная, полость.

Внутри герметичного кожуха реактора на нижней плите установлена графитовая кладка реактора, состоящая из 2488 вертикальных графитовых колонн, собранных из прямоугольных блоков высотой 200, 300, 500 и 600 мм, с основанием 250×250 мм и внутренним отверстием диаметром 114 мм. 1693 колонны предназначены для установки в них топливных каналов, 179 — для каналов СУЗ реактора, а остальные являются боковым отражателем. В отверстиях периферийных колонн установлены металлические охлаждаемые водой штанги, фиксирующие графитовую кладку при перемещениях в радиальном направлении. Каждая графитовая колонна установлена на опорный стакан, прикрепленный к нижней плите. На опорные же стаканы крепится стальная диафрагма толщиной 5 мм, предназначенная для уменьшения теплопередачи излучением от кладки к нижней плите и для организации распределения потока газа внутри реактора.

Для кладки реактора используется графит плотностью 1,65 г/см³. Общий эквивалентный диаметр кладки 13,8 м (диаметр активной зоны 11,8 м, толщина бокового отражателя 1 м). Высота кладки 8 м (высота активной зоны 7 м, толщины торцевых отражателей по 0,5 м).

Внутренняя полость реактора заполнена прокачиваемой через кладку азотно-гелиевой смесью с небольшим избыточным давлением, благодаря чему обеспечивается нейтральная атмосфера для находящегося при высокой температуре графита, что предотвращает его выгорание. В результате добавки гелия увеличивается теплопроводность газовой смеси и улучшаются условия теплоотвода от графитовой кладки к теплоносителю внутри каналов. Газовая среда реактора служит также для вентиляции внутрире-

акторного пространства и для контроля целостности каналов. Откачка газа из реактора осуществляется из вваренных в верхнюю плиту проходок-стояков по индивидуальным импульсным трубкам, проложенным над верхней плитой. Газ в эти трубки поступает снизу кладки, проходя вдоль канала. В случае нарушения целостности канала газ увлажняется, что и определяется проводимым анализом влажности газа. Полость вокруг кожуха реактора заполнена азотом, давление которого несколько больше давления газа внутри кожуха. Благодаря этому исключаются утечки газа из внутривреакторного пространства через кожух.

В вертикальные сквозные отверстия, образованные стояками нижней и верхней плит и отверстиями в графитовых колоннах, вставляются 1693 топливных канала и 179 каналов для стержней СУЗ реактора. Каналы представляют собой трубчатую конструкцию, состоящую из центральной, выполненной из циркониевого сплава части на высоте активной зоны и нижней и верхней концевых частей, выполненных из нержавеющей стали. Концевые части присоединяются к центральной циркониевой трубе через заранее изготовленные переходники сталь — цирконий. Циркониевая часть топливного канала изготовлена из трубы $\varnothing 88 \times 4$, а канала СУЗ из трубы $\varnothing 88 \times 3$. Длина топливного канала 18,2 м, диаметр в нижней части 60 мм, а в верхней 121 мм, длина канала СУЗ 21,3 м.

Каналы привариваются к внутренней поверхности стояков верхней плиты, а со стояками нижней плиты соединяются через сильфонные узлы, обеспечивающие компенсацию линейных удлинений канала при разогреве и в результате осевой ползучести циркониевого сплава. Тем самым в пределах реактора формируется тракт для теплоносителя, образуемый собственно технологическим каналом и частью стояков верхней плиты выше шва приварки каналов к этим стоякам. На циркониевую часть канала надеты разрезные графитовые кольца. Эти кольца через одно плотно облегают трубу канала или прижаты к поверхности отверстия графитовой кладки. По торцам кольца имеют плотный контакт. Разрезные кольца обеспечивают теплопередачу от графитовой кладки к теплоносителю, протекающему в канале, и дают возможность изменяться размерам каналов за счет ползучести и отверстия в графите за счет усадки.

К нижним частям каналов приварены трубопроводы для подвода в топливных каналах и для отвода в каналах СУЗ теплоносителя. К стоякам выше мест вварки в них каналов также приварены трубопроводы для отвода теплоносителя в топливных и для подвода — в каналах СУЗ. Трубопроводы подвода воды к топливным каналам — нижние водяные коммуникации имеют диаметр 57 мм, а толщину стенки 3,5 мм. Вода в них поступает из 44 групповых коллекторов (по 22 коллектора на каждую сторону реактора). К групповым коллекторам вода подается от напорных коллекторов главных циркуляционных насосов. Вся разводка как подводящих, так и отводящих трубопроводов вы-

полнена симметрично относительно осевой плоскости. Также симметрично расположено и основное оборудование реакторной установки.

Индивидуальные трубопроводы для отвода пароводяной смеси от каналов к сепараторам — пароводяные коммуникации диаметром 76 мм и толщиной стенки 4 мм образуют два ряда перед входом в каждый сепаратор. Между этими рядами установлены специальные короба с биологической защитой, внутри которых перемещаются детекторы контроля герметичности оболочек твэлов (КГО). С определенным интервалом времени детекторы проходят мимо каждого трубопровода с теплоносителем, фиксируя при этом активность теплоносителя в нем. В случае разгерметизации оболочек твэлов в каком-либо канале активность в трубопроводе возрастет, что и зафиксируется системой КГО, которая вырабатывает сигнал, по которому ТВС с дефектными твэлами должна быть извлечена из канала.

Характерная особенность канальных реакторов — возможность регулирования и контроля расхода теплоносителя по каждому каналу. Это позволяет получать на выходе всех каналов примерно одинаковые теплотехнические параметры и иметь минимально необходимый расход теплоносителя через реактор. Требуемый для каждого канала расход определяется его мощностью, которая в свою очередь зависит от места нахождения канала в реакторе и от выгорания топлива. В связи с этим мощность, а следовательно, и необходимый расход теплоносителя в течение кампании постепенно (при перегрузке топлива скачкообразно) изменяются. Регулирование расхода осуществляется с помощью запорно-регулирующего клапана (ЗРК), изображенного на рис. 2.7. Расход регулируется путем изменения зазора между наконечником и седлом дросселя. ЗРК вместе с расходомерами устанавливаются на индивидуальных водяных трубопроводах около групповых коллекторов. Управление ими осуществляется из помещения, расположенного над групповыми коллекторами и отделенного от последнего бетонной защитой.

Перегрузка топлива в реакторах РБМК осуществляется с помощью разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ), обеспечивающей возможность замены топлива без остановки реактора (рис. 2.8). В РЗМ имеется окруженный биологической защитой (контейнером) герметичный пенал-скафандр, снабженный поворотным магазином с четырьмя гнездами для ТВС и других устройств. Скафандр оборудован специальными механизмами для выполнения работ по перегрузке.

Скафандр установлен на тележке мостового крана с пролетом 21 м, перемещающегося по рельсам, проложенным вдоль стен реакторного зала. При перегрузке топлива скафандр уплотняется по наружной поверхности стояка канала, и в нем создается давление воды, равное давлению теплоносителя в каналах. В таком состоянии разуплотняется запорная пробка, извлекается отработавшая ТВС с подвеской, устанавливается новая ТВС и

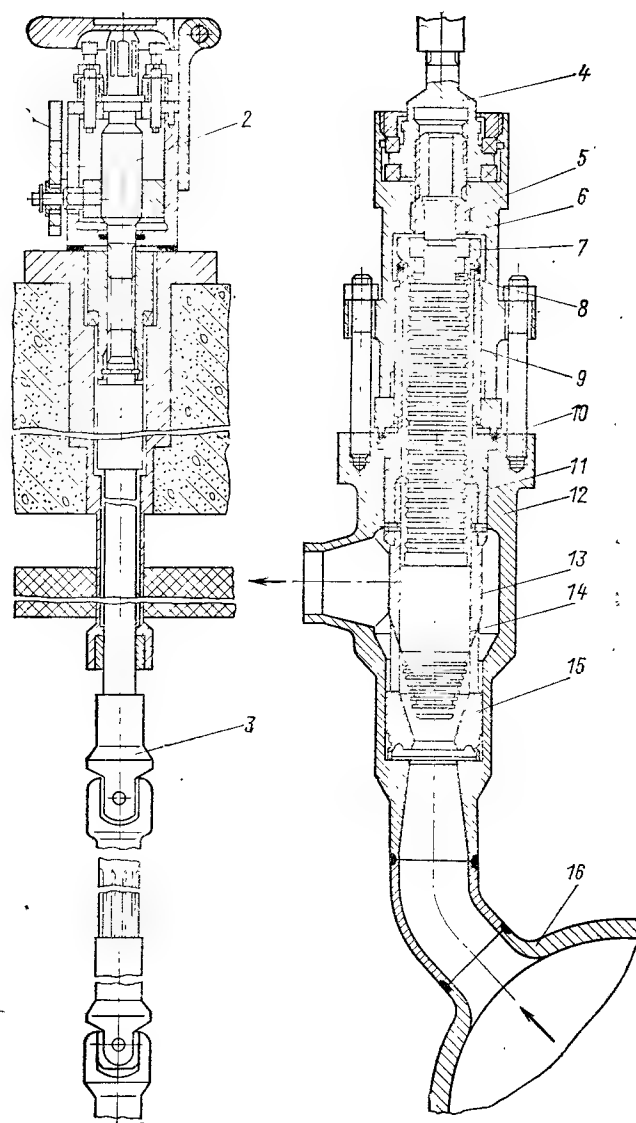


Рис. 2.7. Запорно-регулирующий клапан:

1 — указатель положения; 2 — винт указателя; 3 — привод; 4 — хвостовик привода; 5 — резьбовая втулка; 6 — фонарь; 7 — кольцо; 8 — вал; 9 — втулка; 10 — прокладка; 11 — сильфон; 12 — корпус; 13 — дроссель; 14 — наконечник; 15 — седло дросселя; 16 — групповой коллектор

уплотняется пробка. Во время всех этих операций вода из РЗМ поступает в верхнюю часть канала и, смешиваясь с основным теплоносителем, выводится из канала по отводящему трубопроводу. Таким образом, при перегрузке топлива обеспечивается непрерывная циркуляция теплоносителя через перегружаемый канал, при этом вода из канала не попадает в РЗМ.

Управление машиной осуществляется из операторской кабины, расположенной за торцевой стеной реакторного зала. Установка машины над соответствующим каналом производится по координатам, а точное наведение на канал — с помощью оптико-телевизионной системы, через которую можно наблюдать головку пробки канала, или с помощью контактной системы, в которой возникает сигнал при касании детектора с боковой поверхностью верха стояка канала.

Механизмы для подъема и опускания ТВС с подвеской расположены в верхней части скафандра. Перемещение захвата и управление им осуществляется через две цепи. С верхом стояка канала скафандр соединяется через стыковочный патрубок, который управляется механизмом перемещения. По наружной поверхности стояка канала патрубок уплотняется с помощью резиновых надувных манжет. Уплотнение и разуплотнение запорной пробки в канале осуществляется приводом герметизации. В скафандре имеется еще запорное устройство, герметизирующее его снизу при перемещениях РЗМ по реакторному залу. На ферме машины, установленной на тележке, расположено технологическое оборудование для снабжения РЗМ водой конденсатом и воздухом, необходимым для ее работы.

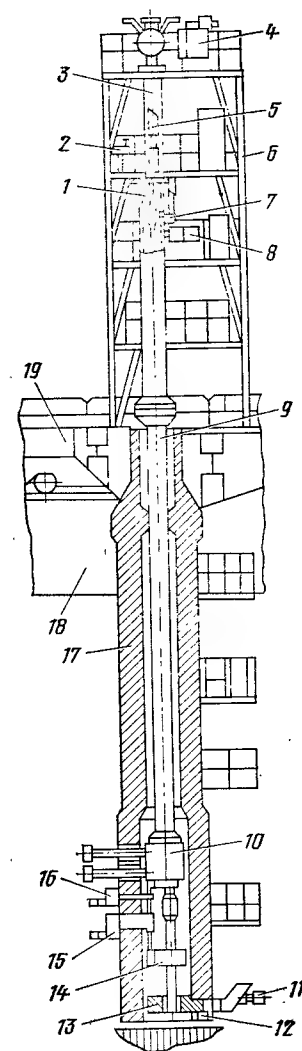


Рис. 2.8. Разгрузочно-загрузочная машина:

1 — поворотный магазин; 2 — технологическое оборудование; 3 — верхняя часть скафандра; 4 — привод перемещения и управления захватом; 5 — цепи перемещения и управления захватом; 6 — ферма; 7 — механизм переоспики; 8 — привод поворота механизма; 9 — средняя часть скафандра; 10 — запорное устройство; 11 — оптико-телевизионная система наведения; 12 — контактная система наведения; 13 — подвижная биологическая защита; 14 — нижняя часть скафандра; 15 — привод герметизации канала; 16 — механизм перемещения стыковочного патрубка; 17 — контейнер; 18 — мост; 19 — тележка

Реакторы РБМК хорошо зарекомендовали себя в эксплуатации. Опыт, приобретенный при этом, позволил разработать реакторы подобного типа более совершенной конструкции и с лучшими технико-экономическими характеристиками.

2.4. СЕКЦИОННО-БЛОЧНЫЕ РЕАКТОРЫ

Все рассмотренные каналные реакторы выполнены с традиционной формой активной зоны — в виде цилиндра. В такой конструкции при сохранении энергонапряженности активной зоны увеличение мощности реактора связано с пропорциональным ростом числа каналов и соответственно диаметра реактора. Поскольку, как показывает опыт развития отечественной энергетики, существует постоянная тенденция увеличения единичных мощностей энергоблоков, необходимо предусматривать в перспективных проектах реакторов повышение единичной мощности по отношению к достигнутому уровню. При цилиндрической активной зоне размеры реактора в этом случае могут достичь таких значений, что выполнение верхней плиты станет невозможным вследствие чрезмерно большого ее диаметра и той большой нагрузки, которая приходится на верхнюю плиту. Из условий прочности ее пришлось бы сделать такой большой толщины, что это оказалось бы неприемлемым.

Выход из этого положения был найден при переходе на секционно-блочную конструкцию каналного реактора с прямоугольной формой активной зоны. При такой форме легко разделить на секции одинаковой геометрии как активную зону, так и всю конструкцию реактора. В то же время прямоугольная форма активной зоны не приводит к сколько-нибудь заметному ухудшению ее физических характеристик из-за возможного увеличения утечки нейтронов, так как при достаточно больших размерах зоны это не является определяющим. Реактор требуемой мощности будет сооружаться из нужного количества секций. Для реакторов различной мощности секции сохраняются неизменными, а следовательно, неизменной остается ширина активной зоны и максимальный размер секции верхней металлоконструкции. Это означает, что мощность секционно-блочного реактора не ограничена размерами верхней плиты. Секционно-блочная конструкция удобна и в том случае, когда целесообразно сооружать однотипные реакторы различной мощности, например, в теплофикационных установках.

Секции реактора в свою очередь состоят из нескольких унифицированных блоков, сделанных на заводе — изготовителе реактора и поставляемых в собранном виде на место сооружения АЭС. Такое решение позволяет перенести большинство сборочно-сварочных работ, выполняемых сейчас на месте сооружения каналных реакторов, в условия специализированного, соответствующим образом оснащенного производства.

При монтаже соединенные друг с другом готовые блоки образуют единую конструкцию реактора. Трубы блоков, подсоединенные к подводящим трубопроводам, создают замкнутый контур теплоносителя. При секционно-блочной конструкции сокраща-

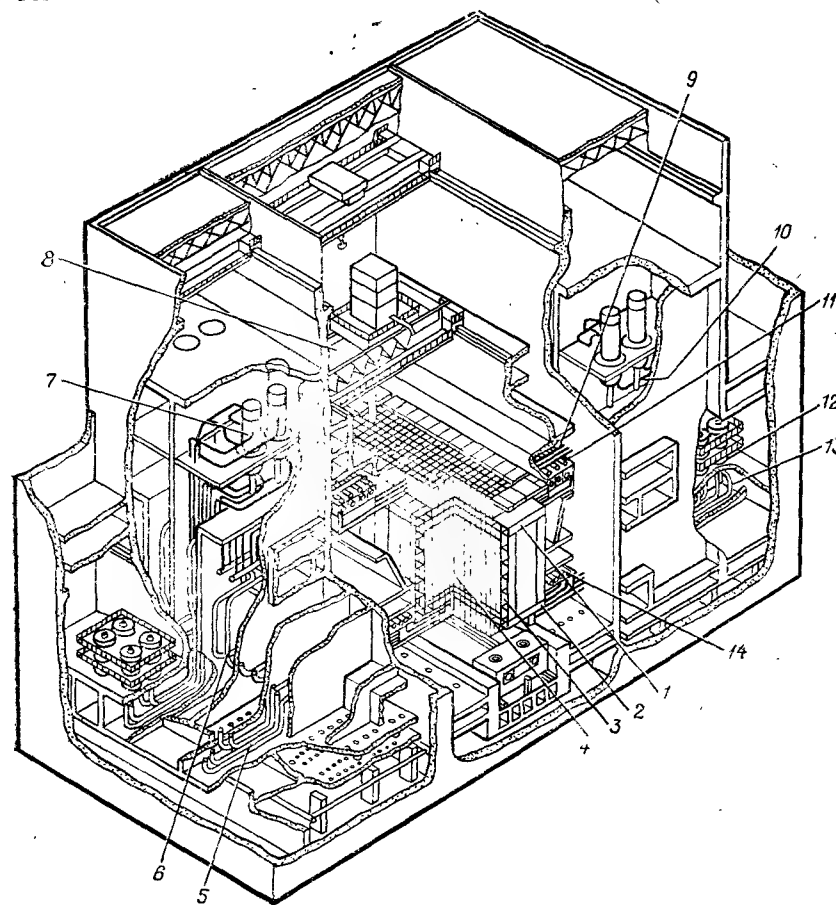


Рис. 2.9. Общий вид реактора РБМКП-2400:

1 — верхний блок; 2 — нижний блок; 3 — боковые блоки; 4 — графитовая кладка; 5 — трубопроводы насыщенного пара; 6 — трубопроводы перегретого пара; 7 — сепаратор пара; 8 — РЗМ; 9 — трубопроводы пароводяной смеси; 10 — трубопроводы отсепарированной воды; 11 — сборный групповой коллектор; 12 — ГЦН; 13 — трубопроводы циркуляционной воды; 14 — раздаточный групповой коллектор

ется время, необходимое на монтаж реактора, так как большинство работ, проводимых на месте строительства АЭС обычных каналных реакторов, будет выполняться на заводе-изготовителе. Должно сократиться и общее время изготовления реактора за счет более высокой производительности труда в заводских условиях, чем на таких же операциях в монтажных. В заводских условиях легче получить высокое качество изготов-

ления реактора и обеспечить требуемый контроль за ним, благодаря чему должна повыситься надежность работы реактора. Кроме того улучшится и организация поставки реактора. На строящуюся станцию поставку узлов реактора будет осуществлять в основном одно предприятие — изготовитель реактора, в то время как при обычной конструкции узлы реактора на монтаж поступают с разных заводов, что создает немалые трудности с комплектованием узлов реактора.

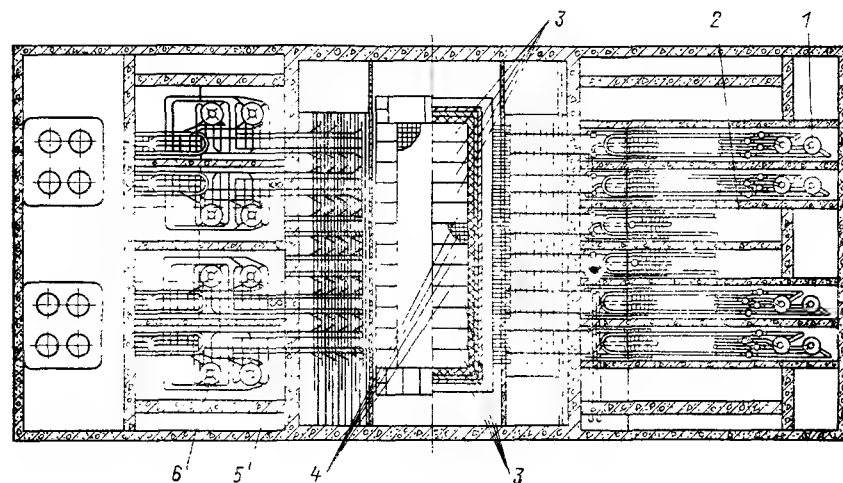


Рис. 2.10. Общий вид реактора РБМКП-2400 (поперечный разрез): 1 — ГЦН; 2 — боке перегревательной петли; 3 — испарительные секции; 4 — перегревательные секции; 5 — боке испарительной петли; 6 — сепаратор пара

На рис. 2.9 и 2.10 показан разрез секционно-блочного реактора с ядерным перегревом пара для перспективных АЭС с единичной электрической мощностью энергоблока 2400 МВт. Активная зона разделена на 12 секций. Число каналов в каждой секции устанавливается, исходя из допустимых габаритов секций по условиям транспортировки составляющих элементов с завода-изготовителя к месту сооружения АЭС. Число секций определяется необходимым общим числом каналов для размещения ядерного топлива, управляющих органов и числом каналов в каждой секции. Кроме 12 центральных секций, образующих активную зону и боковой отражатель по двум ее сторонам, в реакторе имеются еще две торцевые секции, в которых расположен боковой отражатель по торцам активной зоны. Каждая секция собирается из нижнего, верхнего и боковых блоков.

Нижний и верхний блоки (рис. 2.11, 2.12) представляют собой полые герметичные короба в виде параллелепипедов с внутренними продольными и поперечными ребрами для жесткости конструкции, сваренные из листовой стали. Через верхний и нижний листы коробов проходят герметично приваренные к ним трубы —

Рис. 2.11. Нижний блок испарительной секции: 1 — консоль; 2 — опора; 3 — металлоконструкция; 4 — стояк; 5 — раздаточный групповой коллектор; 6 — запорно-регулирующий клапан; 7 — расходомерное устройство; 8 — индивидуальный трубопровод подвода теплоносителя

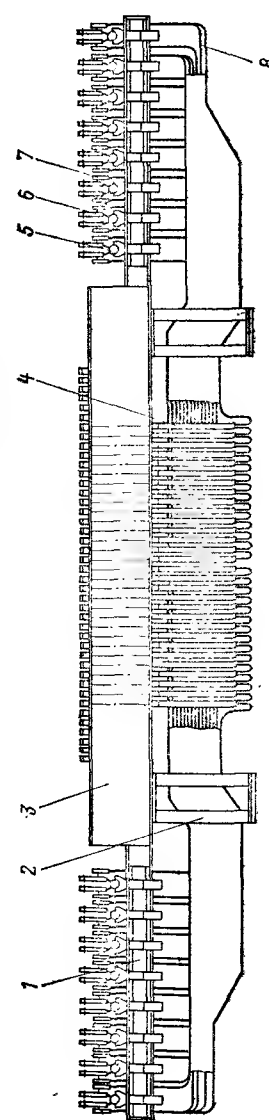
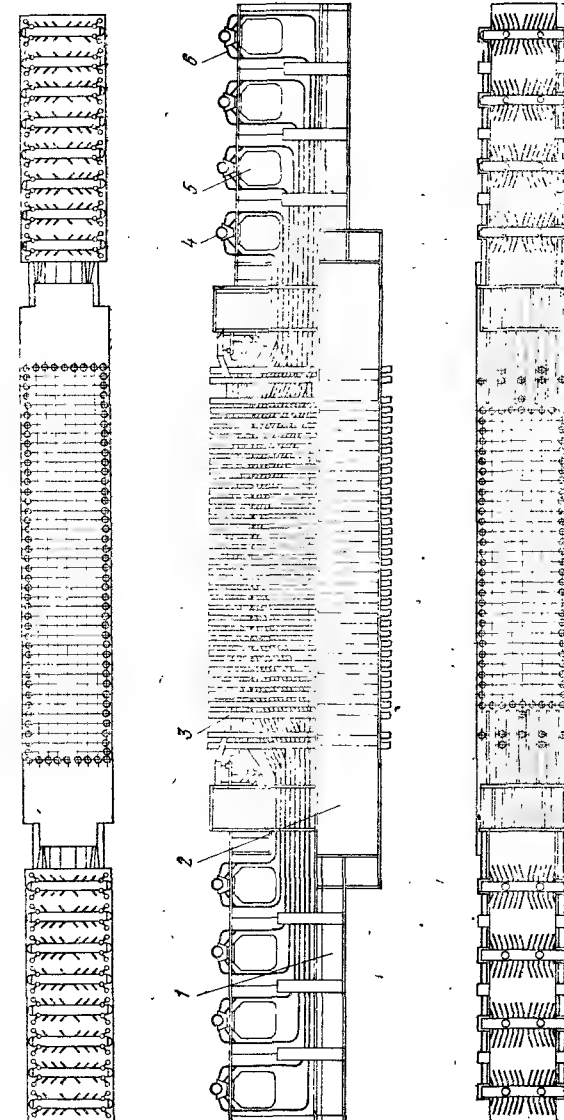


Рис. 2.12. Верхний блок: 1 — консоль; 2 — металлоконструкция; 3 — стояк; 4 — сборный групповой коллектор; 5 — система КТО твэлов; 6 — индивидуальный трубопровод отвода теплоносителя



стояки, предназначенные для прохода и закрепления топливных и специальных каналов реактора.

К обоим торцам коробов верхних блоков крепятся консоли с установленными на них сборными групповыми коллекторами, к которым подведены индивидуальные трубопроводы от стояков топливных каналов. По этим трубопроводам теплоноситель, пройдя активную зону, из топливных каналов сначала поступает к сборным коллекторам и далее в тракт теплоносителя. Под сборными коллекторами установлены короба, внутри которых вдоль реактора перемещаются детекторы системы КГО твэлов. При перемещении детекторов последовательно измеряется активность теплоносителя в индивидуальных трубопроводах, которая повышается в случае нарушения герметичности оболочек, что и фиксирует система КГО. На консолях установлены также коллекторы подвода и отвода охлаждающей воды от каналов системы управления, детекторов контроля, охлаждения отражателя. От этих коллекторов к соответствующим каналам подведены индивидуальные трубы.

Раздаточные групповые коллекторы установлены на консолях нижних блоков. От раздаточных коллекторов теплоноситель подводится к топливным каналам в нижнем блоке по индивидуальным трубопроводам. На каждом трубопроводе у коллектора установлены запорно-регулирующий клапан и в испарительных секциях расходомер. В перегревательных секциях индивидуальных расходомеров нет, но на выходе из каждого канала измеряется температура пара.

К нижним блокам приварены коробчатые конструкции, являющиеся опорами всего реактора. Этими конструкциями нижние блоки устанавливаются на катковые опоры, расположенные на бетонном фундаменте.

Боковые блоки представляют собой также герметичные короба с внутренними ребрами жесткости, сваренными из листовой стали.

При монтаже реактора сначала устанавливают нижние блоки, затем на них по периметру боковые блоки, а на боковые — верхние. Все блоки, герметично сваренные между собой, образуют корпус реактора с внутренним реакторным пространством. Во внутрореакторном пространстве собирается графитовая кладка реактора. Топливные и специальные каналы помещают в отверстия, образованные трактами верхних и нижних блоков и отверстиями в столбах графитовой кладки. Каналы крепят к верхним и нижним трактам аналогично тому, как это делается в рассмотренном выше водо-графитовом реакторе цилиндрической формы. Внутри реакторного пространства около боковых блоков установлен стальной экран из листовой стали толщиной 50 мм, являющийся тепловой и радиационной защитой. Экран набирается из отдельных плит, навешиваемых на шпильки, закрепленные на боковых блоках.

Полости всех блоков заполнены циркулирующей водой, температура которой поддерживается в диапазоне 70—80° С. Благодаря этому в конструкциях всех блоков, образующих корпус реактора, отсутствуют термические напряжения, что и делает возможным их сварку в единый корпус. Постоянство температуры металлоконструкций реактора позволяет осуществить ускоренный вывод реактора на мощность, в то время как при обычной конструкции реактора эта скорость ограничена из-за возникающих при разогреве металлоконструкций термических напряжений в них.

Надежная работа заполненных водой блоков обеспечивается: 1) качеством их изготовления в заводских условиях с необходимым контролем; 2) поддержанием соответствующего водного режима; 3) систематическим контролем состояния металла конструкций реактора в процессе эксплуатации; 4) возможностью дистанционного ремонта конструкций реактора в случае обнаружения дефектов.

В рассматриваемом реакторе РБМКП-2400 по сравнению с РБМК-1000 повышены параметры теплоносителя на выходе из реактора за счет перегрева пара в активной зоне до 450° С. Это новый этап в развитии работ по перегреву пара в ядерных реакторах. Желательность повышения параметров пара на АЭС так же очевидна, как и на ТЭС, работающих на органическом топливе. В этом случае увеличивается термодинамический КПД, в результате чего снижается расход тепла, а следовательно, и топлива на единицу вырабатываемой электроэнергии, уменьшаются выбросы тепла в окружающую среду, улучшаются условия работы турбин и т. д. Однако задача повышения параметров пара на АЭС более проблематична, чем на обычных ТЭС, поскольку работоспособные при высоких температурах материалы, как правило, сильно поглощают тепловые нейтроны, что снижает эффективность использования ядерного топлива. Поэтому в РБМКП-2400 перегрев пара осуществляется в циркониевых каналах, аналогичных по конструкции испарительным каналам РБМК-1000.

Оболочки твэлов приходится выполнять из стали, так как их температура превышает 600° С. Это, естественно, несколько ухудшает баланс нейтронов в перегревательной части активной зоны, однако при использовании стали только для оболочек твэлов полученный проигрыш сравнительно невелик и общий экономический эффект, достигаемый за счет перегрева пара, остается значительным.

Перегревательный канал (рис. 2.13) по конструкции аналогичен испарительному каналу водо-графитовых реакторов и представляет собой сварную трубную конструкцию длиной 18—20 м. В пределах активной зоны канал выполнен из циркониевой трубы наружным диаметром 88 мм и толщиной стенки 4 мм. Циркониевая труба снизу и сверху соединяется с трубами из коррозионно-стойкой стали с помощью переходников сталь — цирконий.

Особенность конструкции перегревательной ТВС — наличие кожуха на ТВС. Между наружной поверхностью кожуха и внутренней поверхностью трубы канала имеется щель шириной 1—2 мм. Из-за наличия кожуха часть насыщенного пара, поступающего в канал снизу, пропускается через щель для охлаждения

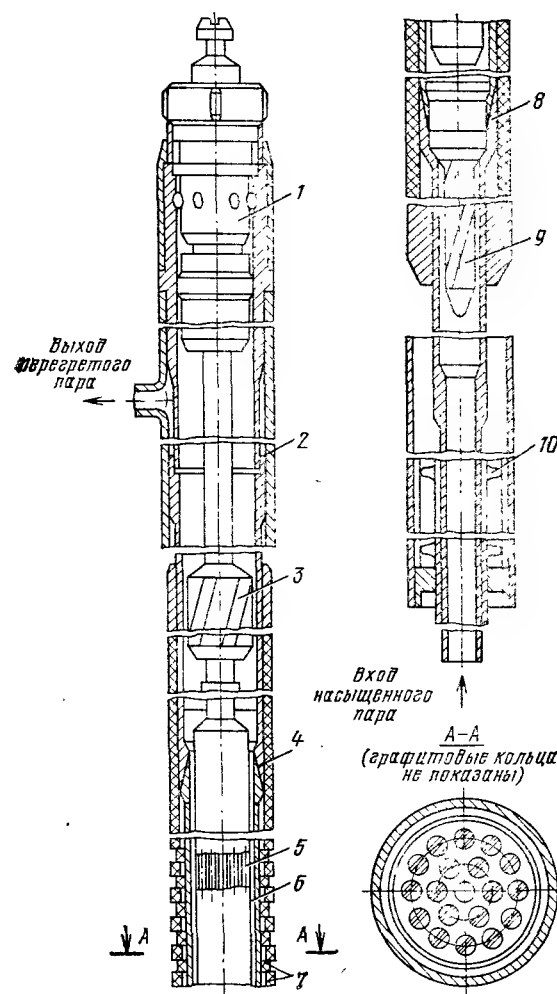


Рис. 2.13. Перегревательный канал:

1 — запорная пробка; 2 — шов приварки канала к стояку; 3 — верхняя защитная пробка; 4 — верхний переходник сталь — цирконий; 5 — ТВС; 6 — кожух кассеты; 7 — разрезные графитовые кольца; 8 — нижний переходник сталь — цирконий; 9 — нижняя защитная пробка; 10 — силовой узел

циркониевой трубы канала. Расход пара через щель можно варьировать в широких пределах. Конструкцию кожуха можно изменять: это может быть просто труба из циркониевого сплава или специальная конструкция, обеспечивающая определенное термическое сопротивление для снижения перетока тепла от пара, движущегося через ТВС внутри кожуха, к пару, пропускаемому в щели снаружи кожуха. Определяющими критериями для выбо-

ра размера щели, конструкции кожуха и расхода пара через щель являются допустимые температуры для циркониевого сплава, из которого делается труба перегревательного канала, и для материала оболочек твэлов, а также тепловая мощность канала и ограничения по его гидравлическому сопротивлению. Чем ниже допустимая температура циркониевого сплава, тем больший расход пара необходимо пропустить через щель и тем большее термическое сопротивление требуется обеспечить на кожухе.

При допустимой температуре на трубе канала около 350°C и принятых параметрах пара кожух приходится выполнять из двух коаксиальных труб с зазором между ними, заполненным застойным паром. Если удастся получить циркониевые сплавы, работоспособные в условиях перегревательных каналов реактора РБМКП-2400 при температуре порядка 400°C , кожух может быть выполнен из одной трубы, а в случае создания циркониевых сплавов, пригодных для работы при 500°C , надобность в кожухе отпадает совсем.

В ППК, так же как и в ИК, применяют стержневые твэлы из двуокиси урана, но, как уже говорилось выше, со стальными оболочками. Число твэлов в поперечном сечении канала такое же, как и в испарительном, однако наружный диаметр твэлов уменьшен до 10 мм. Это вызвано уменьшением общего диаметра ТВС вследствие наличия кожуха.

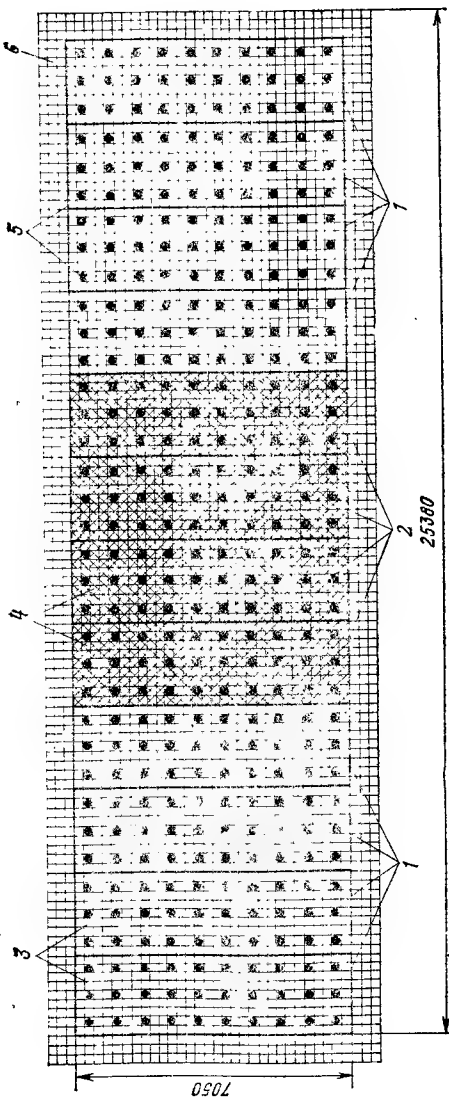
В ИК используют ТВС с интенсификаторами теплообмена такой же, как и в РБМК-1500, конструкции. Максимальная мощность канала составляет, как и в РБМК-1500, 4500 кВт. В связи с тем, что давление перед турбиной равно 6,5 МПа, а в контуре имеются еще и тракты ППК, давление в ИК выше, чем в РБМК, на 1,0—1,5 МПа.

Допустимая мощность ППК примерно в 2 раза меньше допустимой мощности ИК. Это определяется меньшим коэффициентом теплоотдачи к пару по сравнению с кипящей водой. Увеличение коэффициента теплоотдачи можно достичь путем повышения скорости пара. Однако это привело бы к недопустимому росту гидравлического сопротивления ППК и соответственно давления в ИК и поэтому повышение скорости пара неприемлемо. В дальнейшем рост мощности ППК может быть получен за счет применения интенсификации теплообмена между теплоотдающей поверхностью и паром.

Следует в то же время отметить, что максимальная мощность ППК всегда должна быть меньше максимальной мощности ИК. Это объясняется тем, что одинаковые температурные условия для графитового замедлителя при более высокой температуре теплоносителя в ППК получаются при меньших мощностях.

Меньшая единичная мощность ППК не приводит, однако, к росту размеров реактора, так как она компенсируется уменьшением необходимой общей тепловой мощности реактора вследствие увеличения КПД АЭС.

Рис. 2.14. Схема расположения каналов ре-актора РБМКП-2400:



Всего в РБМКП-2400 2880 топливных каналов: 1920 ИК и 960 ППК. В каждой секции число топливных каналов равно 240. Таким образом, все ППК сгруппированы в четыре секции, расположенные в средней части реактора, а все ИК — в восемь секций, размещенных по краям реактора. Кроме топливных в основной сетке расположены каналы СУЗ: 30 в секции и 360 в реакторе. В РБМКП структурная ячейка активной зоны состоит из девяти каналов (восемь топливных и один канал СУЗ). Из рис. 2.14 видно, что топливные каналы расположены симметрично относительно канала СУЗ. Набранная из одинаковых структурных ячеек активная зона полностью симметрична относительно продольной и поперечной осей реактора.

Секционный принцип компоновки активной зоны реактора целесообразно и возможно применить также и в построении всей реакторной установки. При таком принципе контур теплоносителя разделен на несколько петель одной и той же мощности и одинаковых по составу и компоновке. Испарительная петля представляет собой контур многократной принудительной циркуляции (МПЦ), а перегревательная — контур пароперегрева (ПП). Оборудование каждой петли размещено в отдельных боксах, изолированных от соседних защитными стенами, что позволяет проводить в них требуемые работы без полной остановки реактора. Компонировка реакторной установки показана на рис. 2.9 и 2.10.

Многопетлевой принцип построения реакторной установки дает большие преимущества. Вся установка состоит как бы из нескольких относительно самостоятельных установок. Благодаря этому она имеет высокую маневренность. Отдельные петли или несколько петель могут работать при меньшей мощности по сравнению с остальными или могут быть совсем выключены из работы. Такая возможность позволяет проводить ремонтные работы на петлях работающего на меньшей мощности реактора как при плановых ремонтах, так и при ремонтах, вызванных нарушениями в работе данной петли. В реакторных установках, не имеющих деления на отдельные петли, размещаемых в защитных боксах, для любой ремонтной работы необходимо останавливать весь реактор. Поэтому ремонтпригодность секционированной установки выше, чем несекционированной.

Секционирование установки повышает ее безопасность. Мощность каждой петли относительно невелика. Диаметры всех трубопроводов и размеры оборудования также намного меньше, чем в варианте без деления на петли. Таким образом, при нарушении герметичности контура вследствие разрывов трубопроводов или оборудования последствия от такой аварии будут значительно меньшими. Поэтому мероприятия, которые необходимы для обеспечения безопасности окружающей среды и населения, а также персонала станции, легче выполнить в случае секционированных установок и требуют меньших затрат.

Установка РБМКП обеспечивает паром две турбины мощностью 1200 МВт, каждая с параметрами пара перед турбиной 6,5 МПа и 450°С. Паропроизводительность реакторной установки 9600 т/ч, из которых 1020 т/ч из сепараторов отбирается на промежуточный перегреватель турбины. Тепловая мощность реактора составляет 6500 МВт (в испарительной части — 5200 МВт, в перегревательной — 1300 МВт).

Контур теплоносителя реакторной установки РБМКП-2400 состоит из восьми испарительных и четырех перегревательных петель. Каждая петля объединяет две испарительные или перегревательные полусекции реактора. В испарительных петлях пароводяная смесь от сборных групповых коллекторов реактора поступает к двум сепараторам пара вертикального типа с принудительной сепарацией. Подача теплоносителя в сепараторы осуществляется так, что каждая полусекция соединена с обоими сепараторами. Это сделано для получения минимальной развертки в работе обоих сепараторов. Выбор конструкции сепараторов вертикального типа с принудительной сепарацией обусловлен меньшей металлоемкостью таких сепараторов по сравнению с горизонтальными барабанами-сепараторами, в которых сепарация осуществляется за счет гравитационных сил.

В установке РБМКП-2400 применены циркуляционные электронасосы с двухскоростным электродвигателем. При таком решении отпадает необходимость в установке дроссельных задвижек на напорных линиях насосов. Возможность работы насоса с мень-

шей частотой вращения при сниженных нагрузках реакторной установки позволяет также снизить расход питательной воды, подаваемой на всас циркуляционных насосов для снижения температуры воды. В установке РБМКП на всас насосов поступает 25% общего расхода питательной воды, т. е. 2400 т/ч, причем это значение сохраняется на всех уровнях мощности реактора — от 100 до 50%. При мощности, меньшей 50%, когда насос переводится на работу с меньшей скоростью, подача питательной воды на всас насосов прекращается. Остальная часть питательной воды подается к напорным линиям циркуляционных насосов, в трубопроводы подвода воды к раздаточным групповым коллекторам (РГК). При таком решении нет необходимости в специальной системе аварийного охлаждения реактора на случай разрыва опускных трубопроводов теплоносителя, всасывающего и напорного коллекторов ГЦН. Подача питательной воды при работе реактора осуществляется непрерывно, что обеспечивает лучшие условия охлаждения аварийных каналов реактора при разрывах трубопроводов, так как при этом не требуется времени на включение специальной системы.

Питательная вода к РГК подается турбопитательными насосами. Благодаря этому при полном обесточивании продолжается непрерывное охлаждение активной зоны в течение времени, необходимого для включения резервных источников энергоснабжения.

К РГК перегревателей секций насыщенный пар подается от сепараторов по трубопроводам, скомпонованным таким образом, что питание паром всех секций обеспечивается при разгерметизации отдельных трубопроводов. Кроме того, к РГК перегревателей секций подведены трубопроводы питательной воды с арматурой, через которые при необходимости может подаваться питательная вода для охлаждения ППК.

Таким образом многопетлевая структура контура теплоносителя в установке РБМКП-2400 с секционно-блочным реактором и ряд новых решений, примененных в этой установке, обеспечивают высокую безопасность ее работы.

Глава 3

КОРПУСНЫЕ ВОДО-ВОДЯНЫЕ РЕАКТОРЫ

3.1. ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ

В водо-водяных реакторах обычная вода является одновременно и замедлителем, и теплоносителем. Использование для указанных целей только воды — большое преимущество водо-водяных реакторов. Вода — легкодоступный и дешевый материал. Освоенные конструкционные материалы могут длительно и надежно работать в контакте с движущейся водой при высоких параметрах, если качество воды поддерживается на определенном уровне, при-

чем технология обеспечения нужного качества воды отработана и хорошо освоена в обычной теплоэнергетике.

Есть два типа водо-водяных реакторов. В одних вода поддерживается в однофазном состоянии, т. е. без кипения. Они называются *реакторами с водой под давлением* (ВВРД). В отечественной практике ВВРД называют также водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР). В современных ВВРД давление воды достигает 15—20 МПа, что дает возможность получать температуру на выходе из реактора до 320—330 °С. В другом типе водо-водяных реакторов, с *кипением* (ВВРК), вода находится в двухфазном состоянии — в виде пароводяной смеси с массовым паросодержанием на выходе из активной зоны реактора 15—30%. Давление теплоносителя в современных ВВРК составляет 6—7 МПа, что соответствует температуре насыщения 275—285 °С.

Основные физические характеристики (размеры и загрузка топливом) активных зон водо-водяных реакторов определяются ядерно-физическими свойствами и параметрами воды. Вследствие лучшей замедляющей способности воды размеры активных зон водо-водяных реакторов наименьшие. Это наиболее компактные из всех реакторов на тепловых нейтронах. Реакторы ВВРК при равной с ВВРД мощности имеют несколько большие размеры из-за меньшей плотности замедлителя. Однако из-за большого сечения поглощения тепловых нейтронов водородом, входящим в состав воды, в водо-водяных реакторах наибольшая критическая загрузка топлива. Здесь можно использовать только обогащенное делящимися нуклидами топливо в отличие, например, от тяжеловодных реакторов. Монтаж корпусных реакторов включает в себя сравнительно небольшое число операций, и в этом отношении водо-водяные реакторы имеют определенные преимущества перед другими типами реакторов. В то же время изготовление частей и узлов реактора, в особенности его корпуса, представляет собой задачу сложную, для выполнения которой требуется уникальное оборудование и производство, обеспечивающее высокую точность и качество продукции. Монтаж реакторов также требуется проводить очень тщательно с тем, чтобы обеспечить необходимую сопрягаемость элементов реактора.

Производственные, а также транспортные возможности ограничивают размеры корпуса реактора, а это в свою очередь неизбежно приводит к ограничению предельно достижимой мощности. В настоящее время построены водо-водяные реакторы единичной мощностью 1200—1300 МВт (эл.) и вряд ли в ближайшие 5—10 лет она возрастет.

Водо-водяные реакторы из-за существенного снижения с ростом температуры плотности воды-замедлителя имеют отрицательный температурный коэффициент реактивности и обладают свойством саморегулирования, которое должно учитываться при создании средств управления.

Обеспечение безопасности корпусных реакторов при разрывах крупных трубопроводов и корпусов оборудования требует слож-

ных и дорогостоящих мер. Это объясняется тем, что при малоразветвленном контуре циркуляции теплоносителя разгерметизация приводит к выбросам наружу большого количества радиоактивного теплоносителя. Наряду с проблемой обеспечения радиационной безопасности здесь возникает проблема аварийного расхолаживания активной зоны, т. е. съема остаточного тепловыделения с целью недопустить расплавления активной зоны.

Перегрузку топлива в ВВРД и ВВРК можно вести только на остановленном реакторе со снятой крышкой и, естественно, при сброшенном давлении. Поэтому перегрузку топлива проводят через достаточно большие промежутки времени 1—2 раза в год. В связи с этим в корпусных реакторах на начало кампании необходимо иметь достаточно большой запас реактивности, а в выгружаемом топливе будет содержаться значительное количество неразделившихся ядер топлива ввиду высокой концентрации в топливе продуктов деления, интенсивно поглощающих тепловые нейтроны. Применяемые перестановки частично выгоревшего топлива с периферии в центр активной зоны, в зону с большим потоком нейтронов, несколько улучшают использование топлива, но не ликвидируют данный недостаток полностью.

Наконец, следует отметить, что водо-водяные реакторы имеют низкий температурный потенциал теплоносителя на выходе из активной зоны и, как следствие этого, невысокий термический КПД энергетических установок с такими реакторами.

Тем не менее водо-водяные реакторы — наиболее распространенный тип реактора за рубежом. Широко используются установки данного типа и у нас в стране (серийные реакторы ВВЭР-440, ВВЭР-1000). Главная причина такого положения заключается в том, что в 60-е годы — к моменту начала широкого внедрения ядерной энергетики в электроэнергетику промышленно развитых стран — это был наиболее отработанный тип энергетического реактора. Кроме того, производственные мощности некоторых крупных энергетических фирм США, ФРГ, Японии и др. были более всего приспособлены для освоения корпусных реакторов.

Первые реакторы типа ВВРД были пущены в США на АЭС «Шиппингпорт», а в СССР — на Нововоронежской АЭС, I блок которой с реактором ВВЭР-210 успешно эксплуатируется до настоящего времени. В течение 70-х годов у нас в стране серийно выпускались реакторы ВВЭР-440, работающие на Нововоронежской, Кольской, Армянской АЭС и АЭС в ГДР, Болгарии, Финляндии. В настоящее время освоен реактор ВВЭР-1000, для производства которого построен уникальный гигантский завод Атоммаш.

К началу 1981 г. в мире на АЭС эксплуатировалось и строилось 118 реакторов ВВРД общей мощностью около 101 тыс. МВт (эл.). Реакторы с кипящей водой (или, как их часто называют, «кипящие реакторы») также достаточно широко распространены в мировой практике реакторостроения. К началу 1981 г. на АЭС всего мира насчитывалось 75 единиц эксплуатируемых и строящихся ВВРК общей мощностью примерно 54 тыс. МВт (эл.).

Современные ВВРД — это двухконтурные установки. На рис. 3.1 приведена принципиальная тепловая схема реактора ВВЭР-1000. Она типична для всех современных ВВРД. В первом контуре установки используется некипящая вода под давлением 16 МПа. Это давление, с учетом некоторого запаса до кипения, определяет и температуру воды на выходе из реактора, которая в ВВЭР-1000 равна 322°С. КПД брутто энергоблока составляет 34 %. Во втором контуре установки генерируется нерадиоактивный насыщенный пар. Поэтому обязательным элементом тепловой схемы является парогенератор. Обычно их на установке столько, сколько петель в первом контуре — от двух до шести. Пар, генерируемый в парогенераторе, поступает на турбину. В энергоблоке с реактором ВВЭР-1000 устанавливаются две турбины мощностью по 500 МВт или одна мощностью 1000 МВт.

В развитии реакторов ВВРД очень четко прослеживалась характерная для всех типов реакторов тенденция увеличения их единичной мощности. Средние мощности вводимых в эксплуатацию зарубежных ВВРД изменялись следующим образом: до 1964 г. — 290 МВт; 1964—1968 гг. — 740 МВт; 1968—1972 гг. — 900 МВт и после 1975 г. — до 1300 МВт.

Наиболее крупные ВВРД имеют сейчас единичную мощность около 1300 МВт (реактор АЭС «Библис-Б» в ФРГ). Более крупные установки в настоящее время не строятся из-за сложности изготовления корпусов реакторов и оборудования первого контура, а также по соображениям радиационной безопасности при максимально возможной проектной аварии (разрыве трубопроводов) таких установок. На рис. 3.2 приведены для сравнения размеры корпусов отечественных реакторов ВВЭР различной мощности. Уже сейчас габариты корпусов близки к пределам, устанавливаемым технологией изготовления и возможностями их транспортировки.

Следует отметить, что в процессе развития реакторов ВВРД удалось успешно решить такие важные проблемы, стоящие перед атомной энергетикой, как стандартизация оборудования на АЭС различной мощности, улучшение маневренных характеристик АЭС, радиационная безопасность и защита окружающей среды и др.

Для реакторов ВВРД постепенно стали общепринятыми циркуляционные оболочки твэлов, стержневые системы регулирования, наличие аварийных систем охлаждения активной зоны и ряд дру-

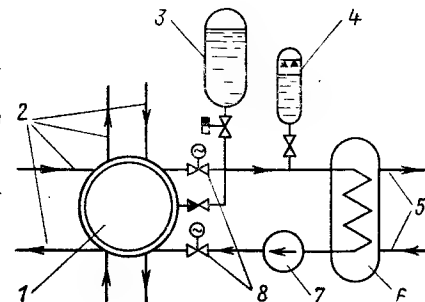


Рис. 3.1. Схема охлаждения реактора ВВЭР-1000:

1 — реактор; 2 — независимые петли первого контура; 3 — емкость системы аварийного охлаждения реактора; 4 — компенсатор объема; 5 — второй контур; 6 — парогенератор; 7 — ГЦН; 8 — главные запорные задвижки

гих решений. Совершенствование технологии изготовления ядерного топлива и применение для оболочек твэлов сплавов на циркониевой основе позволило значительно увеличить выгорание ядерного топлива в реакторе, что уменьшило себестоимость электроэнергии, вырабатываемой на АЭС.

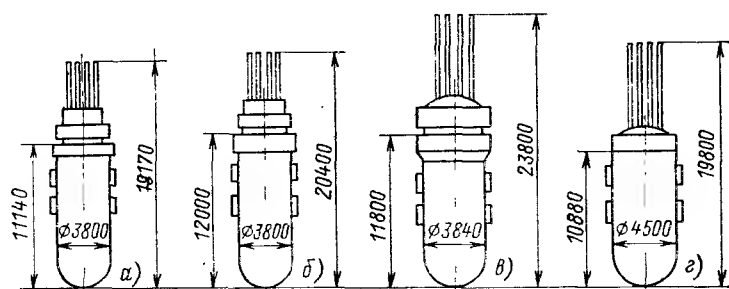


Рис. 3.2. Габариты отечественных реакторов серии ВВЭР:
а — ВВЭР-210; б — ВВЭР-365; в — ВВЭР-440; г — ВВЭР-1000

В последние годы большое внимание уделяется разработке мер, повышающих безопасность ядерных реакторов. В первую очередь это относится к корпусным ВВРД, поскольку здесь аварии, связанные с потерей теплоносителя, могут привести к наиболее серьезным последствиям. Если первые реакторы имели аварийные системы подпитки первого контура, рассчитанные на течи в десятки тонн воды в час, то современные системы аварийного охлаждения способны, по заложенным возможностям, обеспечить охлаждение активной зоны при разрыве главного трубопровода первого контура.

В табл. 3.1 и 3.2 представлены основные характеристики отечественных реакторов серии ВВЭР и реакторов этого же типа, установленных на различных АЭС в США и ФРГ.

В реакторах ВВРК кипение теплоносителя в активной зоне соответствует нормальному эксплуатационному режиму (в отличие от ВВРД). Это обстоятельство и определяет специфику кипящих реакторов:

1. Давление в корпусе ВВРК, где генерируется насыщенный пар, примерно вдвое ниже, чем в ВВРД (6,0—7,0 МПа), что позволяет существенно увеличить габариты корпусов ВВРК, используя имеющуюся технологию изготовления и машиностроительную базу.

2. Средняя удельная мощность в ВВРК примерно в 2 раза меньше (50—60 МВт/м³), чем в ВВРД, что объясняется более низкими критическими тепловыми нагрузками и значительной неравномерностью энерговыделения по высоте активной зоны. Неравномерность энерговыделения здесь тем больше, чем выше паросодержание на выходе из активной зоны. Кроме того, наличие

Таблица 3.1. Основные характеристики реакторов ВВЭР

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Год пуска	1964	1969	1971	1980
Мощность, МВт:				
электрическая	3×70	5×73	2×220	2×500
тепловая	760	1320	1375	3000
КПД брутто, %	27,6	27,6	32	33
Давление пара перед турбиной, МПа	2,9	2,9	4,4	6,0
Давление в первом контуре, МПа	10,0	10,5	12,5	16,0
Число петель	6	8	6	4
Расход воды через реактор, м ³ /ч	36 500	49 500	39 000	80 000
Температура воды на входе в реактор, °С	250	250	269	289
Средний подогрев в реакторе, °С	19	25	31	33
Средняя удельная энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	46	80	83	111
Внутренний диаметр корпуса, мм	3560	3560	3560	4070
Активная зона				
Эквивалентный диаметр, м	2,88	2,88	2,88	3,12
Высота, м	2,50	2,50	2,50	3,55
Число топливных кассет	343	349	349	151
Диаметр стержневого твэла, мм	10,2	9,1	9,1	9,1
Число стержней в кассете	90	126	126	317
Шаг решетки твэлов, мм	14,3	12,2	12,2	12,75
Загрузка урана, т	39	40	42	75
Число механизмов регулирования	37	73	37	109
Средняя глубина выгорания топлива в стационарном режиме, МВт·сут/т U	13 000	27 000	28 600	40 000
Среднее время работы между перегрузками топлива, эф. ч	5200	6500	7000	7000
Среднее обогащение топлива подпитки в стационарном режиме, %	2,0	3,0	3,5	3,3—4,4

пара в замедлителе приводит к необходимости увеличения объемной доли воды в активной зоне по сравнению с ВВРД. Следовательно, при равной с ВВРД тепловой мощности активная зона ВВРК будет иметь значительно больший объем.

3. Применение прямого цикла по пару (реактор — турбина) в одноконтурной схеме и, следовательно, исключение из схемы парогенераторов позволяют установить внутри крупногабаритного кор-

Таблица 3.2. Основные характеристики реакторов ВВРД некоторых зарубежных АЭС

Характеристика	«Шиппинг-порт 1» (США)	«Сан-Онофре» (США)	«Библис-А» (ФРГ)	«Беллефонте» (США)
Год пуска	1957	1968	1975	Строится
Мощность, МВт (эл.)	150	450	1204	1238
КПД АЭС брутто, %	28	31,9	33	36
Давление в первом контуре, МПа	14,0	14,9	15,8	15,7
Температура воды, °С:				
на входе	266	291	284	300
на выходе	316	314,5	316	332
Размеры корпуса, м:				
диаметр	2,6	5,0	5,5	4,54
высота	11,5	13,45	13,25	13,1
Средняя энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	65	71,6	87	95,7
Загрузка урана, т	17,4	57,3	102,7	106,1
Число кассет	97	157	193	205
Диаметр твэла, мм	Пластина	15,0	11,0	9,6
Глубина выгорания топлива, МВт·сут/т U	Изменялась в разных загрузках	10 000	31 500	32 000
Число петель	4	3	4	2

пуса ВВРК сепараторы пара и циркуляционные насосы — основное оборудование первого контура, т. е. реализовать интегральную компоновку оборудования первого контура. Это, конечно, усложняет конструкцию кипящего корпусного реактора по сравнению с ВВРД, однако получаемые преимущества от использования одноконтурной схемы, интегральной компоновки оборудования, более высокой безопасности реактора и установки в целом в ряде случаев оказываются решающими при выборе типа реактора.

Первый энергетический ВВРК был построен в начале 60-х годов в США (АЭС «Дрезден»). Примерно в это же время в СССР был пущен в эксплуатацию опытный корпусный реактор ВК-50 мощностью 50 МВт (эл.), успешно работающий до настоящего времени. Реакторы ВВРК построены в основном в тех странах, где с самого начала предпочтение было отдано легководным реакторам вообще. В США, например, около 40% установленных и планируемых мощностей АЭС приходится на реакторы типа ВВРК. Интересные разработки реакторов этого типа проводятся также в ФРГ и Швеции. В табл. 3.3 представлены параметры некоторых зарубежных ВВРК.

В заключение отметим, что корпусные реакторы с водным теплоносителем широко используются в транспортных (судовых) энергоустановках. Предпосылками для этого являются небольшие габариты энергетических установок, их простота и надежность,

Таблица 3.3. Характеристики некоторых зарубежных ВВРК

Характеристика	«Дрезден-1» (США)	«Дуглас-Пойнт» (США)	«Крюммель» (ФРГ)
Год пуска	1960	Строится	1980
Мощность, МВт (эл.)	210	1206	1316
КПД брутто, %	29,4	32,6	34,2
Давление в первом контуре, МПа	7,1	7,31	7,1
Температура воды, °С:			
на входе	263	278	215
на выходе	286	287	286
Размеры корпуса, м:			
диаметр	3,6	6,4	6,7
высота	12,44	21,6	21,85
Средняя энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	36,5	56	51,6
Загрузка урана, т	57,6	140	155,8
Число кассет	464	732	840
Диаметр твэла, мм	19,0	12,5	12,5
Глубина выгорания топлива, МВт·сут/т U	12 000	27 500	27 500

а также большой опыт эксплуатации. В частности, на всех советских атомных ледоколах используются реакторы ВВРД.

3.2. РЕАКТОРЫ С ВОДОЙ ПОД ДАВЛЕНИЕМ

Наиболее целесообразным конструктивным исполнением ВВРД, в котором некипящая вода служит одновременно и замедлителем, и теплоносителем, является корпусный вариант, когда вся активная зона размещена в едином прочном корпусе, рассчитанном на давление 10,0—20,0 МПа, исключающем объемное кипение воды при энергетически приемлемых значениях ее температуры (270—320° С). Таким образом, корпус ВВРД — один из наиболее ответственных элементов конструкции. Качество корпуса, отвечающее требованиям ядерной техники, может быть обеспечено лишь при заводском способе его изготовления. Это обстоятельство накладывает ограничения на габариты корпуса, которые должны быть минимальными и допускать его транспортировку.

На ранней, поисковой стадии проектирования ВВРД в качестве топливной композиции была выбрана двуокись урана. Она обладает необходимой стабильностью при длительной работе в реакторных условиях, инертна по отношению к воде и устойчива к размыванию водой при разгерметизации твэла, что очень важно с точки зрения радиационной безопасности. Несмотря на некоторые недостатки двуоксида урана с точки зрения физики и теплофизики, в ВВРД до сих пор в основном применяют эту топливную композицию. Оболочки твэлов для ВВРД изготавливают из циркониевых сплавов, стойких в воде вплоть до 350° С и имеющих хорошие ядерно-физические свойства.

Развитие реакторов ВВРД шло по пути увеличения единичной мощности и повышения параметров теплоносителя. Для увеличения тепловой мощности реактора принципиально могут быть реализованы следующие способы: выравнивание тепловыделения в активной зоне, повышение расхода воды через зону, увеличение поверхности твэлов в активной зоне, уменьшение запасов по отношению к предельно допустимым параметрам.

Для выравнивания тепловыделения в активной зоне наиболее удобным оказался режим частичных перегрузок топлива. Свежее топливо всегда загружается в периферийную часть активной зоны, откуда переставляется в центр, где дожигается, после чего выгружается. Подобный режим загрузки не только выравнивает тепловыделение, но и сокращает разницу между максимальным и средним выгоранием выгружаемого топлива, что, конечно, экономически выгодно. Для увеличения расхода воды через активную зону, с учетом тенденции к уменьшению числа циркуляционных петель, требуются мощные циркуляционные насосы. Увеличение поверхности твэлов в активной зоне лишь частично может быть выполнено за счет возрастания общей загрузки топлива в реактор, поскольку это прямо связано с ростом габаритов корпуса реактора. Более приемлем другой путь, когда увеличение удельной поверхности твэлов достигается за счет уменьшения их диаметра вплоть до предельного нижнего уровня, устанавливаемого технологией изготовления оболочек твэлов. Отметим, что в отечественной практике постоянно используются твэлы несколько меньшего диаметра, чем за рубежом, что позволяет получать большую удельную мощность активной зоны.

В первых ВВРД был установлен большой запас в линейной тепловой нагрузке твэлов, связанный с недостатком знаний по процессу теплообмена в активной зоне, отсутствием исчерпывающей информации о параметрах процессов, протекающих в реакторе, из-за несовершенства систем внутриреакторных измерений. Позднее в условиях, максимально приближенных к реальным, были тщательно изучены процессы кризиса теплообмена в реакторе, созданы и внедрены разветвленные и быстродействующие информационно-измерительные системы высокой точности. Это позволило увеличить мощность реактора за счет уменьшения запасов между рабочими и предельными значениями параметров. Например, существенно (более чем в 1,5 раза) был снижен запас до критического теплового потока, при котором начинается кризис теплообмена, связанный с кипением теплоносителя.

Возможности повышения параметров теплоносителя в ВВРД достаточно ограничены. При температуре воды 320—330°С давление в корпусе должно быть не ниже 15,0—16,0 МПа. Для ВВРД мощностью около 1000 МВт (эл.) габариты корпуса близки к пределу технологических возможностей и максимальны с учетом еще и массы корпуса с точки зрения транспортабельности по железным дорогам.

Увеличение единичной мощности ВВРД требует создания эффективных систем аварийного охлаждения реактора (САОР). Если исключить возможность внезапного хрупкого разрушения корпуса (вероятность такой аварии не превышает 10^{-6} — 10^{-7}), то наиболее сложной ситуацией для ВВРД является разрыв главного циркуляционного трубопровода и образование двухсторонней течи (из реактора и парогенератора) в месте разрыва. Расчеты показывают, что при разрыве трубопровода диаметром 800 мм в четырехпетлевом ВВРД мощностью 1200 МВт (эл.) первый контур будет полностью дренирован уже через 15 с. Остаточное тепловыделение и аккумулированное в твэлах тепло могут привести к полному разрушению активной зоны. Поэтому быстродействующие и надежные САОР — обязательный элемент современных ВВРД. Они обычно дублируются, причем каждая подсистема должна работать самостоятельно и полностью обеспечивать аварийное охлаждение. В состав САОР входят гидроаккумуляторы, питательные насосы, дизель-генераторы для независимого электропитания, быстродействующая арматура. Возможны два способа подачи воды в контур при аварийной ситуации указанного типа: 1) в контур (например, в «горячую» часть петли — между реактором и парогенератором и в «холодную» часть — между парогенератором и циркуляционным насосом) и 2) непосредственно в корпус реактора через специальные патрубки САОР. Второй способ конструктивно сложнее, но он обеспечивает большую надежность охлаждения активной зоны, так как вся заливаемая в реактор охлаждающая вода непременно попадает в ТВС. Температура этой воды не должна быть очень низкой, поскольку попадание большого количества холодной воды в корпус может вызвать тепловой удар и хрупкое разрушение корпуса. Отметим, что для облегчения работы системы СУЗ в аварийных условиях в САОР используется борсодержащая вода с высокой концентрацией борной кислоты.

Проблеме повышения безопасности и надежности ВВРД постоянно уделяется большое внимание. Разработанный и реализованный комплекс конструкторских, технологических, эксплуатационных и других мероприятий позволяет строить ВВРД в любых районах, в том числе с большой плотностью населения. Однако имеющиеся планы внедрения ВВРД в ядерную энергетику, поиск путей для создания еще более мощных установок [до 2000 МВт (эл.)], стремление снизить их стоимость оставляют проблему безопасности и надежности ВВРД как одну из основных.

3.2.1. Принципиальная конструкция

Реакторы с водой под давлением в процессе внедрения в ядерную энергетику претерпели существенные качественные изменения, но не конструкционные. Рассмотрим основные решения, заложенные в конструкции отечественных ВВРД:

1. Корпус реактора должен изготавливаться из высокопрочной радиационно-стойкой стали с хорошими технологическими качествами и относительно невысокой стоимостью.

2. Корпус реактора должен иметь минимальное количество сварных швов.

3. Вход и выход теплоносителя из реактора осуществляется выше активной зоны, что позволяет выполнить нижний полукорпус реактора наиболее прочным, без патрубков и отверстий. С этой же целью днище реактора выполняется эллиптическим, штампованным, без сварных швов.

4. Все устройства внутри корпуса должны быть извлекаемыми для возможного ремонта, замены и для контроля внутренней поверхности корпуса.

5. Для удобного эксплуатационного обслуживания органов СУЗ и оборудования для контроля за работой реактора они расположены в его верхней части.

6. Топливные сборки, позволяющие создать конфигурацию активной зоны, близкую к цилиндрической, размещены в выемной корзине, днище которой является опорной конструкцией активной зоны. Сверху кассеты прижаты плитой, которая предохраняет кассеты от всплытия (из-за осевого перепада давления) и дистанционирует их.

7. Теплоноситель в активной зоне движется снизу вверх, что облегчает охлаждение ТВС в режиме естественной циркуляции.

Таким образом, основными элементами конструкций для ВВРД являются: а) корпус реактора с крышкой; б) внутрикорпусные устройства реактора (корзина активной зоны реактора, блок защитных труб, тепловые экраны и т. д.); в) собственно активная зона; г) механизмы управления.

На рис. 3.3 представлена принципиальная конструкция ВВРД. Теплоноситель — вода поступает в корпус реактора 1

через входные патрубки А и опускается в нижнюю часть корпуса по пространству между корпусом 1 и корзиной активной зоны 3. Поскольку входящая в реактор вода имеет самую низкую темпе-

ратуру по всему тракту первого контура, то принято говорить, что теплоноситель «охлаждает» внутреннюю поверхность корпуса и расположенный между шахтой и корпусом «тепловой» экран 2, поглощающий поток нейтронов и γ -квантов, падающих на корпус реактора из активной зоны и, следовательно, уменьшающий тепловыделение в корпусе. В нижней части корпуса теплоноситель разворачивается на 180° и проходит снизу вверх через активную зону 5 реактора. Нагретая вода через систему отверстий в шахте выходит из реактора через выходные патрубки Б и направляется в парогенераторы. Сверху корпус закрыт съемной крышкой 4, через систему отверстий в которой в активную зону вставляются стержни СУЗ и осуществляется управление реактором. Крышка и корпус связаны системой силовых шпилек, воспринимающих внутреннее давление в корпусе. Здесь же в зоне разъема крышки и корпуса расположено уплотнение, обеспечивающее герметичность корпуса реактора в целом.

Рассмотренная конструкция типична для всех ВВРД, как отечественных, так и зарубежных, а имеющиеся различия не носят принципиального характера.

3.2.2. Корпус и крышка

Корпус — один из наиболее важных и ответственных элементов конструкции ВВРД. Его габариты и физико-механические свойства материалов влияют на мощность реактора, основные параметры теплоносителя первого контура (температуру и давление), обеспечивают возможность надежной эксплуатации реакторной установки и АЭС в целом в течение длительного срока (30—40 лет). Герметичный объем, создаваемый корпусом и крышкой совместно с другим оборудованием первого контура, является, кроме того, важнейшим элементом системы радиационной безопасности. Отсюда вытекает главное требование к корпусу ВВРД — сохранение герметичности в любых ситуациях, как при нормальной эксплуатации установки, так и при возможных авариях.

В процессе эксплуатации корпус ВВРД постоянно находится в поле нейтронного излучения активной зоны, что приводит к постепенному изменению физико-механических свойств металла, из которого изготовлен корпус. Корпус подвергается действию периодически меняющихся нагрузок, связанных с колебаниями температуры и давления теплоносителя даже при нормальной эксплуатации, плановых остановках для перегрузки топлива и тому подобных ситуациях. Следует также иметь в виду, что практически возможен лишь ограниченный периодический (при остановах реактора) контроль за текущим состоянием корпуса, в особенности его внутренней поверхности. Вследствие указанных причин к материалу корпуса, к его конструкции и эксплуатационным режимам предъявляются значительно более жесткие тре-

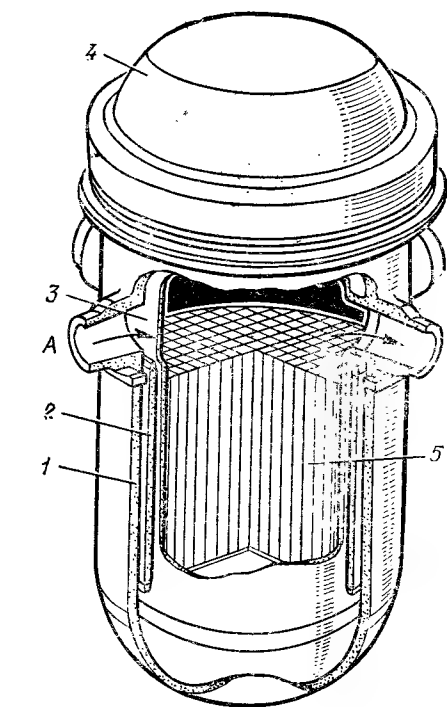


Рис. 3.3. Принципиальная схема ВВРД:

А — входной патрубок; Б — выходной патрубок; 1 — корпус реактора; 2 — тепловой экран; 3 — корзина активной зоны; 4 — крышка; 5 — активная зона

бования по сравнению с сосудами давления, используемыми в других областях техники.

По условиям заводского изготовления и эксплуатации материал корпуса должен удовлетворять следующим основным требованиям: иметь высокую прочность, быть радиационно- и коррозионно-стойким, пластичным, технологичным при сварке. Коррозионная стойкость обеспечивается наплавкой нержавеющей стали. В практике отечественного реакторостроения для изготовления корпуса используют стали: 48ТС-3-40 (реактор ВВЭР-440) и 15Х2НМФА (для корпуса ВВЭР-1000).

Высокопрочная низколегированная углеродистая сталь марки 48ТС-3-40 имеет следующие механические характеристики при 20 °С: $\sigma_B = 580 \div 750$ МПа, $\sigma_{0,2} = 440$ МПа, $\delta = 14\%$, $HV = 187 \div 229$; при 350 °С $\sigma_B = 500$ МПа, $\sigma_{0,2} = 400$ МПа, $\delta = 14\%$. Легирующими добавками в этой стали являются хром (до 3%), молибден (до 0,8%) и ванадий (до 0,35%). Эта сталь обладает достаточной радиационной стойкостью, хорошо сваривается и при соответствующем подборе водного режима коррозионно устойчива. Схожими характеристиками обладает и сталь 15Х2НМФА, технологические качества которой еще лучше.

Корпус ВВРД (рис. 3.4) представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим или сферическим днищем. В отечественной практике все корпуса имеют только эллиптические днища. Цилиндрическая часть корпуса состоит обычно из 2—3 цельнокованых обечаек. Далее вверх расположена зона патрубков. Она может состоять из двух обечаек, если подвод и отвод теплоносителя происходят на разных уровнях, или из одной обечайки. Одна обечайка зоны патрубков используется, как правило, в том случае, если реактор имеет не более двух петель в первом контуре.

Для соединения корпуса с главными циркуляционными петлями, диаметр трубопроводов которых может достигать у современных ВВРД 900 мм и более, к патрубкам корпуса приваривают переходные втулки. Все сварные соединения в первом контуре за переходной втулкой выполняют уже на месте монтажа, а не в заводских условиях. К внутренней поверхности верхней обечайки зоны патрубков приваривается кольцо, служащее опорой для внутрикорпусных устройств (например, шахты активной зоны) реактора. Корпус серийного ВВЭР-440 имеет массу более 200 т, а внутренний объем корпуса превышает 120 м³.

Верхняя часть корпуса обычно выполняется в виде цельнокованого фланца с отверстиями для шпилек, на которых крепится крышка корпуса. Крышка корпуса ВВЭР-440 крепится на 60 шпильках М140×6. Материал шпилек — сталь 25Х1МФ, с максимальной рабочей температурой до 500 °С. Под гайки шпилек устанавливаются две сферические шайбы, позволяющие предохранить шпильки от действия изгибающего момента из-за возможных неточностей изготовления сопрягаемых крепежных элементов. Для завинчивания гаек используют гидравлические гайковерты. Обыч-

но усилие затяжки гаек на 25—50% больше усилия внутреннего давления на крышку реактора.

Ввиду высокого рабочего давления в корпусе ВВРД в настоящее время принята наиболее прочная сферическая крышка. Изготавливается она из того же материала, что и корпус реактора. На крышке (рис. 3.4) имеется фланец для уплотняющего нажимного кольца и система отверстий для прохода штанг приводов СУЗ,

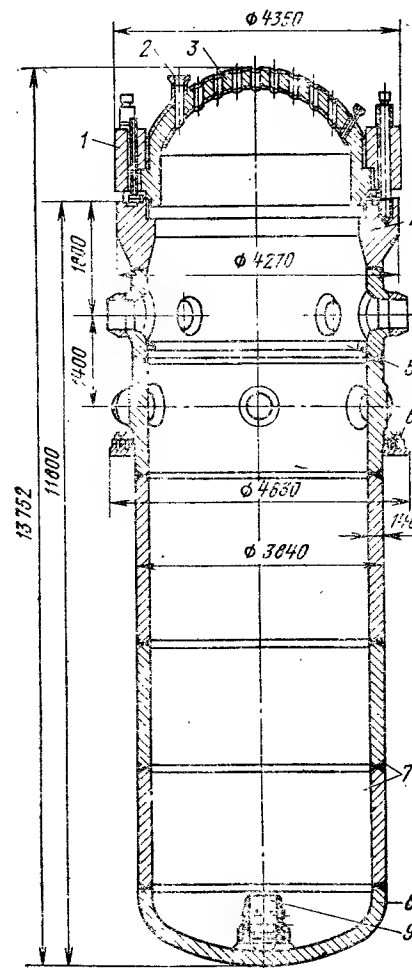


Рис. 3.4. Корпус реактора ВВЭР-440 с крышкой:

1 — нажимное кольцо; 2 — патрубки каналов СУЗ; 3 — крышка; 4 — фланец верхней зоны; 5 — разделительное кольцо; 6 — опорное кольцо; 7 — обечайка нижней зоны; 8 — эллиптическое днище; 9 — штырь

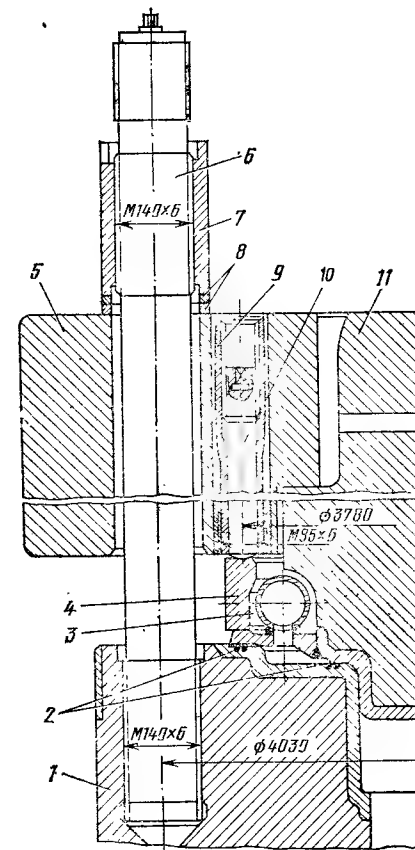


Рис. 3.5. Уплотнение разъема реактора ВВЭР-440:

1 — корпус реактора; 2 — кольцевые прокладки; 3 — торцовый компенсатор; 4 — прижимное кольцо; 5 — нажимное кольцо; 6 — шпилька; 7 — гайка; 8 — сферические шайбы; 9 — втулка; 10 — винт нажимной; 11 — крышка реактора

для вывода детекторов контроля энерговыделений и температуры (73 отверстия под штанги СУЗ и по 12 отверстий для вывода каждой группы контрольных детекторов). Масса крышки ВВЭР-440 с патрубками составляет 44,5 т. Для получения качественной сварки крышки с указанными патрубками, изготовленными из нержавеющей стали 0Х18Н10Т, по внешней поверхности сферической части крышки делают наплавку из той же стали. На крышке ВВЭР-440 толщина наплавки составляет 13 мм.

Нержавеющая наплавка по всей внутренней поверхности корпуса не представляет технологической трудности и принята на отечественных и практически всех зарубежных корпусных ВВЭР. Материал наплавки — сталь аустенитного класса типа 0Х18Н10Т, толщина наплавки до 20 мм. Корпус реактора ВВЭР-1000 выполнен с нержавеющей наплавкой толщиной 8 мм.

Основным элементом уплотнения главного разъема крышка — корпус реактора ВВЭР-440 (см. рис. 3.5) является торцовый компенсатор 3 с двумя парами никелевых кольцевых прокладок 2. Особенность данного уплотнения — наличие отдельного прижимного кольца, что позволяет регулировать усилие на уплотняемый разъем с помощью винта 10 без изменения усилия затяжки силовых шпилек. Поскольку перегрузка топлива на всех ВВРД осуществляется со снятой крышкой на полностью остановленном реакторе, то главный разъем многократно разуплотняется и вновь уплотняется в эксплуатационных условиях. Поэтому повышению надежности работы и упрощению условий эксплуатации этого узла уделяется постоянное внимание. На реакторе ВВЭР-1000 конструкция уплотнения существенно отличается от рассмотренной выше.

На крышке реактора жестко установлена система труб, в которых размещены исполнительные механизмы системы СУЗ, детекторы температурного контроля, контроля энерговыделений и другое оборудование. При перегрузке реактора весь узел снимается целиком вместе с крышкой реактора. Иногда его называют верхний блок реактора.

Корпус реактора с крышкой (с верхним блоком), установленный в шахту, кольцевым буртом опирается на кольцевой бак, являющийся одновременно силовым элементом и элементом радиационной защиты. Кольцевой бак заполнен водой или сыпучим защитным материалом (например, песком). В зарубежной практике корпус устанавливают непосредственно на дно шахты через систему опор-лап, приваренных к нижней части днища корпуса реактора.

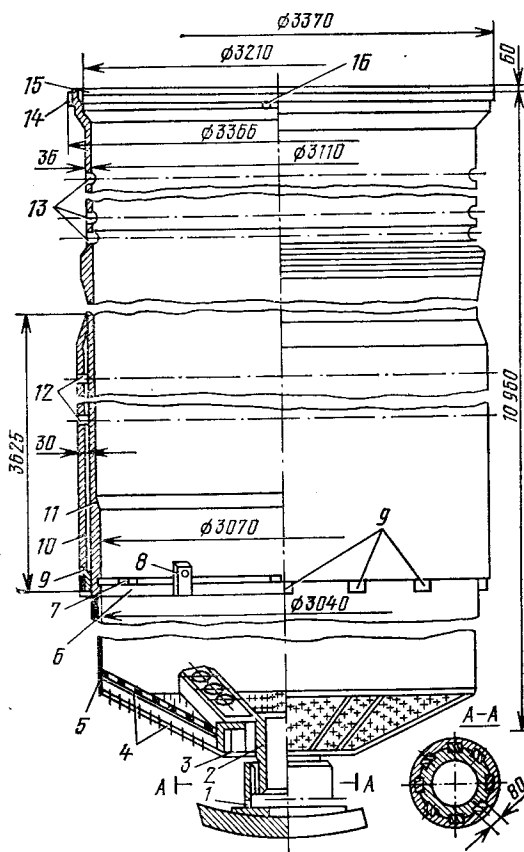
Шахта с установленным реактором закрыта защитным колпаком, который препятствует воздухообмену между центральным залом реактора и объемом шахты. Система специальной вентиляции создает в объеме шахты небольшое разрежение, так что воздух может попадать только из центрального зала в шахту реактора и затем выбрасываться в специальную вентиляцию.

3.2.3. Внутрикорпусные устройства

Тепловые экраны, выемная корзина активной зоны, блок защитных труб в различных реакторах могут различаться по конструкции, однако принципиально они весьма схожи. Рассмотрим принцип действия внутриреакторных устройств на примере реактора ВВЭР-440.

Шахта реактора с тепловым экраном (рис. 3.6) выполняет две основные функции: является несущей конструкцией внутрикорпус-

Рис. 3.6. Шахта с тепловым экраном реактора ВВЭР-440:
1 — втулка; 2 — штырь со сферой; 3 — крепежная переходная деталь; 4 — дросселирующие штифты; 5 — шахта; 6 — поверхность установки днища шахты; 7 — вставки; 8 — ограничители; 9 — ребра крепления теплового экрана; 10 — тепловой экран; 11 — средняя часть шахты; 12 — дистанционирующие винты; 13 — отверстия для выравнивания скорости потока; 14 — шпонка; 15 — кольцо; 16 — отверстия под аахват



ных элементов (в том числе активной зоны) и служит для разделения опускающего (входного) и поднимающего потоков теплоносителя. Конструкция шахты разработана таким образом, что максимально упрощаются разборка внутрикорпусных устройств и их извлечение из корпуса для осмотра и контроля состояния внутренней поверхности корпуса. В верхней части шахты удерживается крышкой посредством изогнутых трубных элементов. В нижней части сделан узел крепления шахты к корпусу 2, допускающий осевые ком-

пенсации температурных удлинений шахты относительно корпуса. Нижняя коробчатая часть (дросселирующие щиты 4) перфорирована системой отверстий для прохода воды в активную зону. В средней части шахты, в зоне, совпадающей с расположением активной зоны реактора, расположен тепловой экран 10, назначение которого — снизить поток нейтронов и γ -квантов на корпус реактора. Поскольку на некоторых ВВЭР наблюдались повреждения

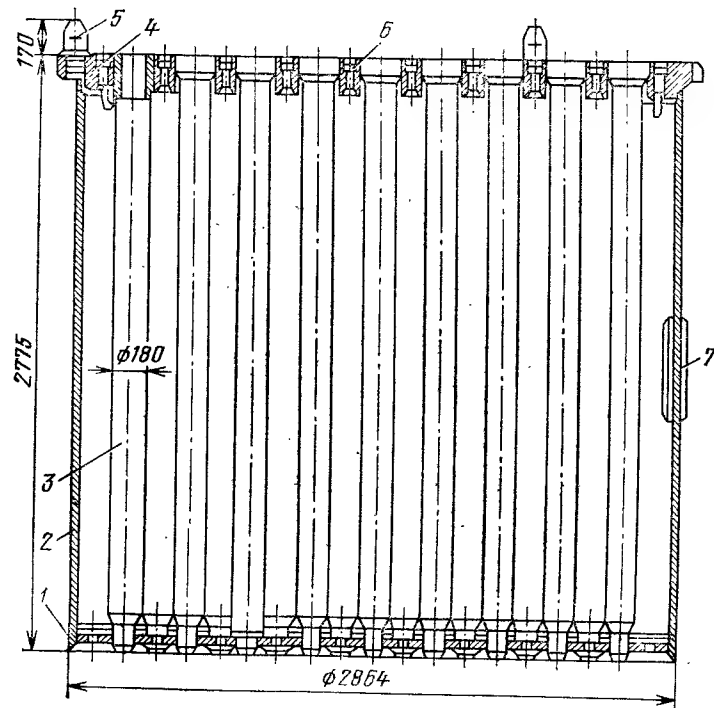


Рис. 3.7. Днище шахты реактора ВВЭР-440:

1 — нижняя плита; 2 — диффузор; 3 — обсадная труба; 4 — верхняя плита; 5 — дистанционирующие штыри; 6 — место установки дроссельных шайб; 7 — монтажный люк

крепления теплового экрана (причина — вибрация экрана из-за пульсации давления теплоносителя в первом контуре), на реакторе ВВЭР-440 тепловой экран 10 приварен к обечайке шахты 11 и опирается на ребра крепления 9. Разработанный способ крепления надежен и за более чем 10-летний опыт эксплуатации ВВЭР-440 на Нововоронежской АЭС никаких повреждений в креплении экрана не обнаружено.

Верхняя часть обечайки шахты реактора ВВЭР-440 перфорирована большим количеством отверстий (свыше 2000 отверстий диаметром 30 мм) для прохода воды в отводящие патрубки. На всех современных реакторах для снижения потерь давления вместо круглых отверстий используют прямоугольные или круглые «окна» большой площади.

В нижней части шахты установлено днище шахты (рис. 3.7). Днище фиксируется в сборке с помощью специальных вставок и шпонок. Верхняя 4 и нижняя 1 плиты днища пронизаны системой обсадных труб 3, в которые опускаются топливные части кассет СУЗ. В нижней части каждой обсадной трубы расположено демпфирующее гидравлическое устройство, снижающее ударную нагрузку на кассеты СУЗ при падении. Верхняя плита днища 4 имеет круглые отверстия, через которые вода попадает в хвостовики топливных кассет активной зоны. В эти же отверстия 6 установлены дроссельные шайбы для профилирования расхода теплоносителя по радиусу реактора. На верхней плите имеются три дистанционирующих штыря 5, на которые установлена выемная корзина активной зоны.

Следует отметить, что в реакторе ВВЭР-440 конструкция днища, как, впрочем, и наличие ее в реакторе вообще, определяется двухэтажной конструкцией кассет СУЗ, имеющих верхнюю (поглощающую) и нижнюю (топливную) части. Обычные топливные кассеты в активной зоне не перемещаются. Поэтому в большинстве зарубежных конструкций ВВРД, где не используются двухэтажные кассеты СУЗ, днище сборки в таком виде отсутствует, но, естественно, всегда имеется опорная плита, эквивалентная верхней плите 4 по своему назначению. (Примерно так выполнен этот узел и на отечественном реакторе ВВЭР-1000.)

Выемная корзина (рис. 3.8) предназначена для размещения рабочих кассет и кассет СУЗ. Собственно здесь и набирается из отдельных кассет активная зона реактора. Наружная поверхность устанавливаемой в сборку выемной корзины имеет цилиндрическую форму. Внутри корзины на уровне установки головок кассет приварен граненый пояс 5. Конфигурация его внутреннего контура соответствует наружной конфигурации активной зоны. Между граненым поясом 5 и днищем корзины 8 установлены вытеснители воды. Они в плане повторяют конфигурацию граненого пояса и служат для снижения неравномерности энерговыделения на границе активной зоны и отражателя. Для уменьшения протечек между корзиной и сборкой реактора на наружной поверхности нижней части корзины сделано лабиринтное уплотнение.

В днище корзины реактора ВВЭР-440 имеется 276 цилиндрических отверстий для прохода кассет СУЗ. Поскольку днище корзины воспринимает всю массу активной зоны, его толщина составляет 300 мм. Для облегчения технологии изготовления в последних реакторах ВВЭР конструкция днища изменена.

Над активной зоной в корпусе реактора расположен самостоятельный узел — блок защитных труб (рис. 3.9). Назначение блока защитных труб: дистанционирование кассет активной зоны, уравновешивание усилий всплывания кассет из-за перепада давления на активной зоне, а также защита приводов кассет СУЗ от гидродинамического воздействия потока теплоносителя, совершающего поворот на 90° к выходным патрубкам реактора. На внешней поверхности защитных труб крепятся каналы вывода детекторов тем-

пературного контроля и контроля энерговыделения. При перегрузке реактора блок защитных труб целиком извлекается из реактора. Ввиду высокой наведенной активности в нем он транспортируется в специальном защитном контейнере. Масса блока в сборе 23,8 т. В современных ВВЭР обычно используется кластерная система регулирования. В этом случае для изменения реактивности переме-

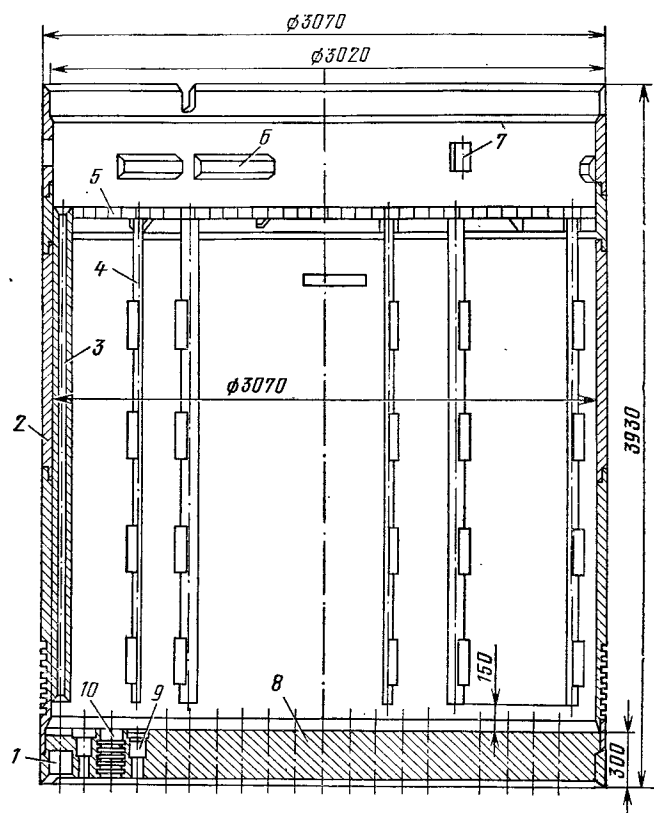


Рис. 3.8. Выемная корзина реактора ВВЭР-365:

1 — отверстия под дистанционирующие штыри; 2 — обечайка с лабиринтным уплотнением; 3, 4 — каналы установки детекторов; 5 — граненый пояс; 6 — направляющие сегменты; 7 — отверстия под захват для транспортировки; 8 — днище корзины; 9 — место установки рабочих кассет; 10 — место прохода регулирующих кассет

щается не вся поглощающая кассета, а пучок стержней-поглотителей, регулярно размещенный в пучке твэлов.

Конструкция блока защитных труб при использовании кластерной системы регулирования существенно видоизменяется и усложняется. Однако назначение всех элементов остается прежним. Блок как бы разбивается по высоте на две части. Непосредственно над активной зоной число защитных труб значительно увеличивается. Выше защитные трубы, как и в реакторе ВВЭР-140, защищают только приводы системы СУЗ.

Все внутрикорпусные устройства реактора ВВЭР работают в весьма сложных условиях: агрессивная среда (вода), достаточно высокая температура (300—320°C), мощные потоки нейтронов и γ -квантов из активной зоны реактора. Поэтому для внутрикорпус-

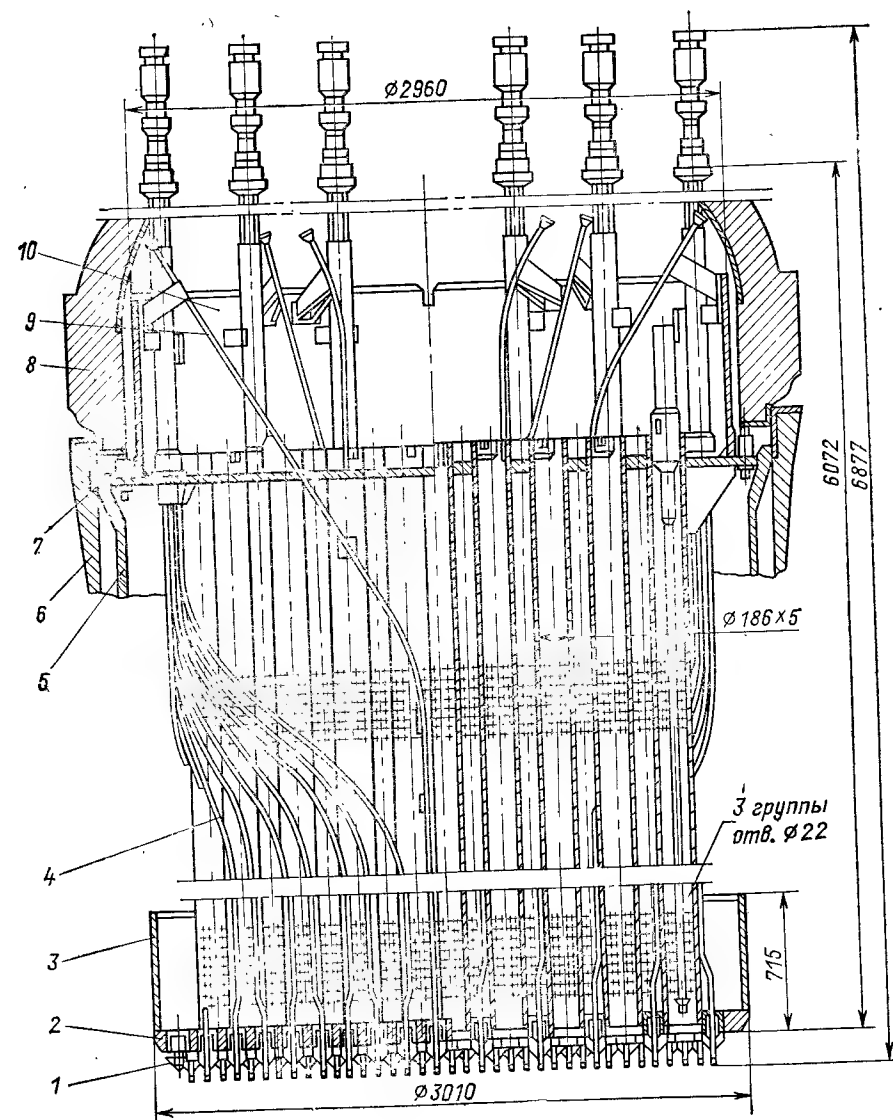


Рис. 3.9. Блок защитных труб реактора ВВЭР-440:

1 — направляющие для кассет; 2 — плита; 3 — дистанционирующая обечайка; 4 — трубки детекторов температурного контроля; 5 — шахта; 6 — корпус; 7 — прижимы; 8 — крышка; 9 — трубка детекторов энерговыделения; 10 — вспомогательная обечайка

ных устройств отечественных реакторов используется в основном нержавеющая аустенитная сталь 0Х18Н10Т, показавшая в процессе многолетней эксплуатации реакторов ВВЭР хорошую работоспособность и высокую надежность.

3.2.4. Активная зона

Активная зона реактора ВВЭР набирается из шестигранных или квадратных (в плане) кассет, устанавливаемых практически вплотную друг к другу в корзине активной зоны. В кассетах соответственно по треугольному или квадратному шагу устанавливают гладкие цилиндрические твэлы. Именно такие твэлы сейчас общеприняты для ВВЭР (см. гл. 7). В качестве ядерного горючего используют прессованные или спеченные таблетки из двуокиси урана. Для загрузки в реактор твэлы собирают в ТВС. На рис. 3.10 представлены некоторые ТВС реакторов ВВЭР. Одна или две трубки, в которых должны бы быть расположены твэлы, остаются пустыми. Внутри этих пустых трубок размещают измерители температуры воды (термомпары) и детекторы энерговыделения. Сейчас имеется тенденция к тому, чтобы оснащать указанными измерителями практически все кассеты активной зоны. Это позволит увеличить надежность работы кассет (по теплосъему) и улучшить экономику (за счет выравнивания температуры воды на выходе из активной зоны).

3.2.5. Конструкция современных реакторов

Реактор ВВЭР-1000 — наиболее совершенный реактор данного типа, выпускаемый в СССР. Головной образец работает на Нововоронежской АЭС (V блок станции). Реактор введен в эксплуатацию в 1980 г.

Тепловая мощность реактора ВВЭР-1000 составляет 3000 МВт, электрическая мощность 1000 МВт, КПД нетто 31,7 %. Реактор работает в составе двухконтурной схемы. Во втором контуре генерируется насыщенный пар с температурой 274 °С и давлением 6,0 МПа. На Нововоронежской АЭС во втором контуре ВВЭР-1000 установлены две турбины К-500-1500 мощностью по 500 МВт каждая. В дальнейшем подобные установки будут иметь одну турбину К-1000, производство которой уже освоено.

Корпус реактора (рис. 3.11) выполнен в виде вертикального цилиндра с эллиптическим днищем. Высота корпуса 11,0 м; диаметр 4,5 м. Материал корпуса — низколегированная хромо-молибденованадиевая сталь 15Х2НМФА. Толщина стенки корпуса в цилиндрической части 190 мм, в районе патрубков 210 мм. Изнутри корпус имеет нержавеющую наплавку толщиной 8 мм. Крышка корпуса — эллиптическая. Рабочее давление в корпусе 16,0 МПа; расчетное давление 18,0 МПа; давление гидротестов 25,0 МПа.

Второй контур реактора имеет четыре независимые петли, в каждой из которых установлен один циркуляционный насос верти-

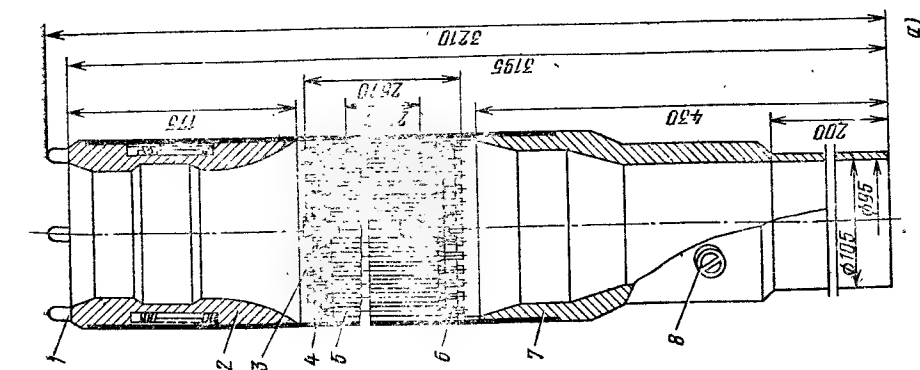
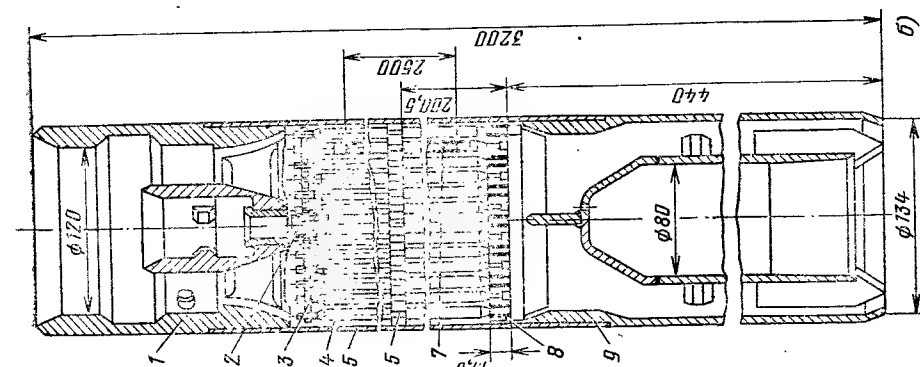
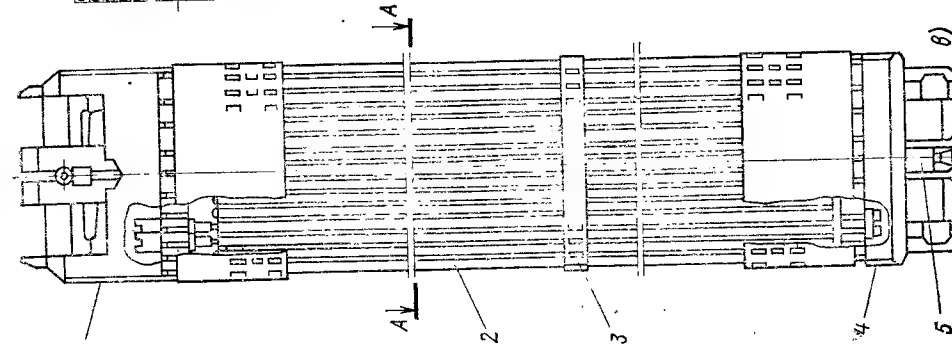
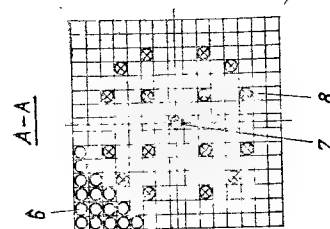


Рис. 3.10. ТВС некоторых ВВРД:

а — рабочая кассета реактора ВВЭР-365; 1 — подпружиненные шпиглы; 2 — головка; 3 — центральная трубка; 4 — верхняя дистанционирующая решетка; 5 — тэжи; 6 — нижняя дистанционирующая решетка; 7 — хвостовик; 8 — штырь; 9 — теплоотводящая сборка кассеты АРК; 1 — головка с захватом под привод; 2 — центральная трубка; 3 — верхняя дистанционирующая решетка; 4 — тэжи; 5 — чехол; 6 — средняя дистанционирующая решетка; 7 — толливик; 8 — нижняя дистанционирующая решетка; 9 — хвостовик с цилиндром для демфера; 10 — ТВС реактора АЭС «Окени» (США); 1 — головка с захватом; 2, 6 — тэжи; 3 — дистанционирующая сортовая решетка; 4 — нижняя опорная ка; 5 — хвостовик; 7 — трубка для детектора температуры; 8 — трубка для стержня поглотителя кластерной системы регулирования.

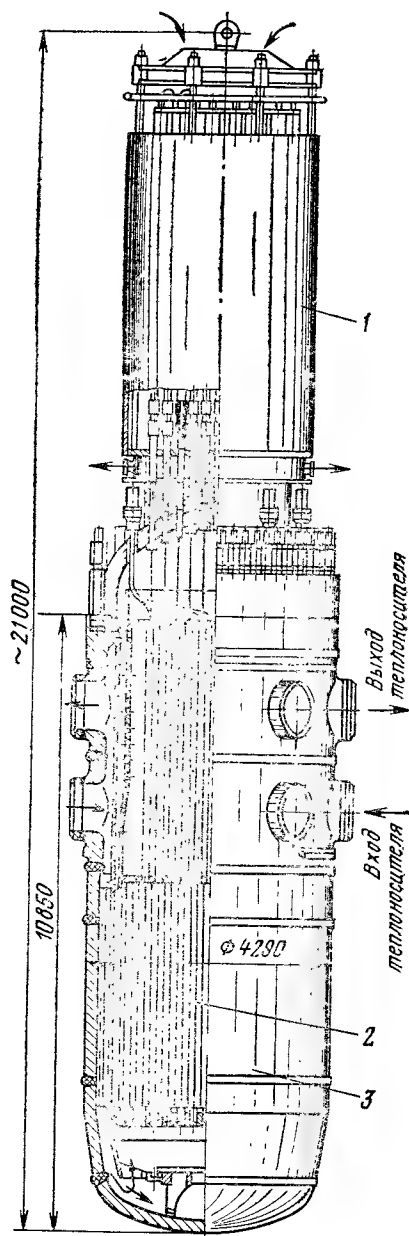


Рис. 3.11 Реактор ВВЭР-1000 (вариант конструкции):

1 — верхний блок; 2 — активная зона; 3 — корпус

кального исполнения с вынесенным электродвигателем, организованными протечками и с инерционной массой.

При напоре 0,65 МПа производительность каждого насоса составляет 20 000 м³/ч. В каждой петле работает один парогенератор горизонтального типа паропроизводительностью 1470 т/ч.

В реакторе использована традиционная схема движения теплоносителя: опускное движение воды вдоль корпуса и подъемное движение в активной зоне. Температура воды на входе в реактор 289 °С, на выходе 322 °С, давление 16,0 МПа. Отвод остаточного тепловыделения при расхолаживании реактора осуществляется в режиме естественной циркуляции.

Активная зона ВВЭР-1000 имеет форму, близкую к цилиндру с эквивалентными высотой 355 см и диаметром 312 см. Зона набирается из 151 тепловыделяющих сборок. В центре кассеты расположена трубка для размещения детектора энерговыделения или температуры. Всего в кассете заключен 331 стержень, из которых 12 используются как направляющие для перемещения подвижных поглотителей, один — для размещения указанных выше детекторов, а остальные 318 — твэлы. Оболочка кассеты шестигранная с размером под ключ 238 см. Она выполнена из сплава циркония с ниобием толщиной 1,5 мм. Общая высота кассеты 4,66 м. Между кассетами имеется водяной зазор в 1,5 мм.

Оболочки гладких цилиндрических твэлов изготовлены из сплава циркония с ниобием. Наружный диаметр оболочки 9,1 мм, толщина 0,65 мм, длина 3,8 м, активная длина (занимаемая топливом) 3,55 м. В оболочку заложены таблетки двуокиси урана с обогащением 3,3 %. Диаметр топливной таблетки 7,55 мм. Твэлы в кассете расположены по треугольной решетке с шагом 12,75 мм. Общая загрузка топлива в реактор составляет 75 т двуокиси урана. Средняя удельная мощность активной зоны 111 МВт/м³.

Общая поверхность теплопередачи в активной зоне 789 м², средний тепловой поток 64 Вт/см², максимальный тепловой поток в зоне 173 Вт/см². Средняя скорость воды в кассетах 5,3 м/с, а максимальная скорость не превосходит 6,0 м/с. Обеспечивается следующий тепловой режим работы твэла: максимальная температура топлива 1600 °С, максимальная температура оболочки 350 °С, средний перепад температуры на оболочке твэла 23 °С.

Впервые в отечественной практике реактор ВВЭР-1000 заключен в специальную защитную оболочку. По форме оболочка представляет собой вертикальный цилиндр с верхней сферической частью, выполненный из железобетона. Оболочка рассчитана на внутреннее давление 0,5 МПа. Размеры ее таковы, что при полной утечке теплоносителя первого контура давление пара не превысит расчетного; при этом утечка теплоносителя за сутки не должна быть более 0,1 % объема под защитной оболочкой.

Перегрузка реактора ВВЭР-1000, как и всех ВВРД, производится на остановленном реакторе со снятой крышкой. Все перегрузочные операции производятся с помощью перегрузочных механизмов под слоем воды, при этом первый контур заполняется раствором борной кислоты.

Реактор АЭС «Окони». На одной из крупнейших действующих АЭС США «Окони» установлены три ВВРД. Каждый реактор имеет тепловую мощность 2584 МВт. Электрическая мощность равна 922 МВт. При расходе электроэнергии на собственные нужды 3,9 % КПД АЭС (нетто) составляет 34,3 %.

Цилиндрический корпус реактора (рис. 3.12) имеет внутренний диаметр 4347 мм и высоту 11 370 мм. Толщина стенок корпуса колеблется в разных сечениях от 214,3 до 215,1 мм. Корпус изготовлен из стали А533 и плакирован изнутри нержавеющей сталью. Толщина плакировки 3,2 мм. Днище корпуса — сферическое. При работе реактора на мощности средняя температура стенок корпуса составляет 288 °С, при этом максимальный градиент температуры в стенке равен 6,79 °С/см. Флюенс нейтронов на корпус составляет 3·10¹⁹ нейтр./см². Корпус рассчитан на рабочее давление теплоносителя 15,36 МПа, однако допустимое давление равно 17,57 МПа. Гидроиспытания корпуса производились на давление 21,97 МПа.

Реактор имеет две петли первого контура. Внутренний диаметр подводящих теплоноситель трубопроводов равен 710 мм, отводящих — 910 мм. Трубопроводы первого контура выполнены из углеродистой легированной стали и плакированы изнутри нержавеющей сталью. На каждой петле первого контура работают два

ГЦН мощностью по 5400 кВт и производительностью 20 000 м³/ч каждый.

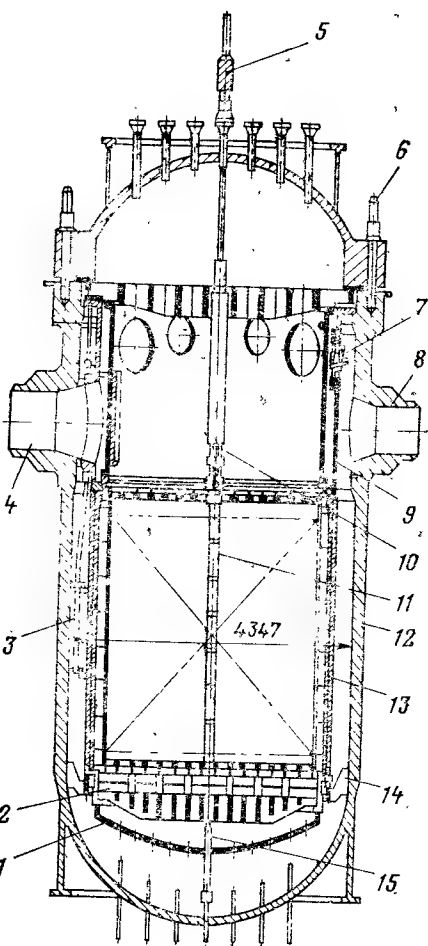
Схема движения теплоносителя в реакторе — обычная: вода совершает опускное движение, охлаждая корпус и тепловые экраны, попадает в нижнюю часть

корпуса и через перфорированное распределительное устройство поступает на вход в активную зону. В активной зоне вода движется снизу вверх. Температура воды на входе в реактор 290 °С, на выходе из реактора 318 °С, давление 15,0 МПа. Общее количество теплоносителя в первом контуре составляет 334 м³.

Активная зона реактора — цилиндр с эквивалентными размерами $D_{\text{эк}}=327$ см и $H_{\text{эк}}=368$ см. Активная зона набирается из 177 ТВС (рис. 3.13) с 225 стержнями, из которых 208 содержат ядерное топливо, т. е. являются твэлами, 16 перемещаемых стержней с поглощающим нейтроны материалом относятся к СУЗ и центральный пустой стержень служит для размещения одного из детекторов для внутри-

Рис. 3.12. Реактор АЭС «Окони» (США):

1 — дырчатый щит для выравнивания скоростей потока; 2 — нижняя опорная конструкция зон; 3 — канал для облучения образцов; 4 — выходной патрубок; 5 — привод регулирующего стержня; 6 — шпилька; 7 — клапан; 8 — входной патрубок; 9 — разделитель потока; 10 — защитная труба; 11 — ТВС; 12 — корпус; 13 — тепловая защита; 14 — опора внутрикорпусных конструкций; 15 — труба внутризонных детекторов



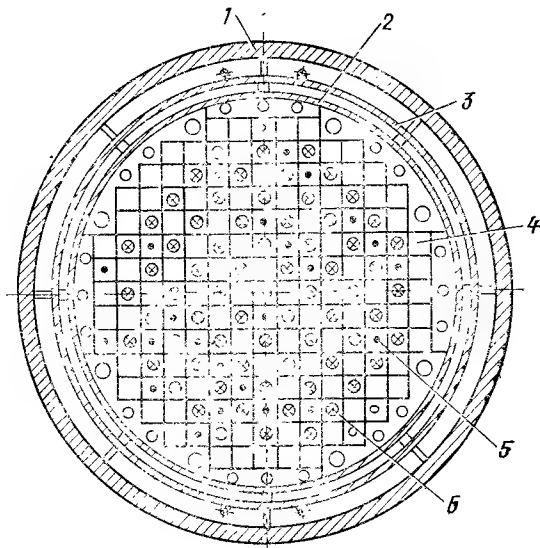
зонных измерений. Оболочки твэлов изготовлены из сплава циркалой-4 толщиной 0,67 мм.

В качестве ядерного топлива используются таблетки из двуокси урана диаметром 9,4 мм. Обогащение топлива различно в трех условных concentрических зонах: в центре — 2,05 %, в средней части — 2,1 % и на периферии — 2,15 %. Общая загрузка урана 83 т. Средняя энергонапряженность активной зоны 84,1 МВт/м³. Средняя энергонапряженность топлива 31,1 кВт/кг урана. Среднее выгорание топлива 28 800 МВт·сут/т урана, максимальное достигает 51 300 МВт·сут/т урана.

Поверхность теплообмена в одной кассете равна 26,1 м², а общая поверхность теплообмена в активной зоне — 4620 м². Скорость воды 4,8 м/с, что обеспечивает средний коэффициент теплоотдачи в зоне 2,83 Вт/(см²·°С). Средний тепловой поток на поверхности твэлов — 54,1 Вт/см², максимальный — 168,6 Вт/см². Отсюда максимальная температура оболочки твэла достигает 345 °С. Перепад давления в активной зоне равен примерно 0,1 МПа.

Рис. 3.13. Разрез реактора «Окони»:

1 — корпус реактора; 2 — шахта; 3 — тепловая защита; 4 — ТВС; 5 — ТВС с элементами СУЗ; 6 — ТВС с внутризонными детекторами



Реактор АЭС «Библис-А» (ФРГ) — один из крупнейших действующих ВВРД. Тепловая мощность реактора 3517 МВт, электрическая мощность 1200 МВт, КПД нетто 32,7 %. Реактор сдан в эксплуатацию в 1975 г. По завершении строительства на АЭС будут работать три блока примерно равной мощности.

Корпус реактора выполнен из легированной стали с наплавкой из нержавеющей стали по всей внутренней поверхности. Габариты корпуса: высота 13,25 м; внутренний диаметр 5,0 м; толщина цилиндрической части 235 мм; толщина наплавки 7 мм. Днище корпуса реактора и крышка имеют сферическую форму. Масса корпуса 385 т, крышки 128 т. Допустимое давление в корпусе 17,45 МПа при температуре 350 °С.

Система охлаждения реактора состоит из четырех одинаковых петель, в каждой из которых расположен один парогенератор вертикального типа с U-образными трубками и один циркуляционный насос. Общий расход воды через реактор 72 000 т/ч. Он равномерно распределен по всем петлям. Вода под давлением 15,4 МПа при температуре 284,4 °С поступает в реактор. Проходя активную зону снизу вверх, она нагревается до 316,6 °С. Во втором контуре генерируется пар с параметрами: давлением 5,0 МПа и темпера-

турой 265,2°C. На АЭС установлен один турбогенератор мощностью 1200 МВт.

Активная зона, имеющая $D_{\text{ак}}=3,605$ м; $H_{\text{ак}}=3,9$ м, набирается из 193 ТВС, составляющих загрузку реактора — 102,7 т урана.

ТВС в плане имеет квадратное сечение со стороной 230 мм. Ее высота 4,905 м. Твэлы расположены в квадратной решетке с шагом 14,3 мм. Всего в кассете размещено 236 твэлов. Остальные ячейки в решетке заняты 20 трубками для ввода в зону стержней регулирования. Цилиндрические твэлы имеют внешний диаметр 10,75 мм. Оболочка твэла толщиной 0,72 мм выполнена из циркониевого сплава циркалой-4. В качестве топлива используются таблетки двуокиси урана внешним диаметром 9,1 мм. Для выравнивания энерговыделения активная зона разбита на четыре подзоны с разным обогащением топлива: первая подзона (от центра) обогащением 2,18 % (49 кассет); вторая — 2,38 % (48 кассет); третья — 2,53 % (48 кассет); четвертая — 3,19 % (48 кассет). Обогащение топлива, догружаемого в реактор, 3 %. Общая масса кассеты 830 кг. Среднее выгорание топлива в реакторе 23 000 МВт×ч/сут/т U.

При эксплуатации реактора на номинальной мощности средняя плотность теплового потока в зоне составляет 57,1 Вт/см², линейная мощность твэла 194,2 Вт/см, средняя энергонапряженность в активной зоне 87 МВт/м³, энергонапряженность топлива 34 МВт/т.

3.3. РЕАКТОРЫ С КИПАЮЩЕЙ ВОДОЙ

Второй возможный вариант корпусного водо-водяного реактора — реактор с кипящей водой (ВВРК). Здесь вода, так же как и в ВВРД, одновременно выполняет функции замедлителя и теплоносителя. Поэтому ВВРК присущи все достоинства, связанные с использованием теплоносителя — воды. Но в отличие от ВВРД в реакторах данного типа объемное кипение воды в активной зоне — нормальный эксплуатационный режим. Именно с этим связаны особенности ВВРК.

Для кипящей воды характерны значительно более низкие критические тепловые нагрузки. Следовательно, удельные тепловые потоки и энергонапряженность активной зоны ВВРК должны быть значительно ниже, чем в ВВРД (не более 50—60 МВт/м³). К этому добавляется существенная неравномерность распределения энерговыделения по высоте активной зоны, связанная с изменением плотности пароводяной смеси по мере роста паросодержания. Наличие пара в замедлителе — воде приводит к необходимости увеличения объемной доли воды в активной зоне. Поэтому при равной с ВВРД тепловой мощности ВВРК должен иметь большие размеры активной зоны, а следовательно, и корпус большего диаметра.

Назначение ВВРК — производство насыщенного пара. С ростом давления пара должен увеличиваться термический КПД цикла и устойчивость работы ВВРК. Однако при давлении больше

6,0 МПа понижаются критические тепловые нагрузки и замедляется темп роста КПД, поскольку возрастает влажность пара, направляемого на турбину, и необходима дополнительная сепарация или его перегрев перед цилиндром низкого давления. Поэтому все современные энергетические ВВРК работают при давлениях 6,0—7,0 МПа и массовом паросодержании на выходе из активной зоны 10—20 %. Дальнейший рост паросодержания приводит к еще большей неравномерности распределения энерговыделения по высоте и расхода по радиусу активной зоны (из-за увеличения гидравлического сопротивления центральной ее части, где паросодержание максимально) и к необходимости понижения допустимых тепловых нагрузок.

Наличие кипящей воды в активной зоне и относительно невысокая энергонапряженность позволяют использовать здесь твэлы большего диаметра, чем в ВВРД, и меньшего обогащения. Как уже отмечалось, объемная доля воды в активной зоне несколько увеличивается. В ВВРК особенно важны задачи выравнивания энерговыделения не только по высоте, но и по радиусу активной зоны, даже в одной кассете. Последнее связано с тем, что при извлечении стержня регулирования из активной зоны вода в пространстве между кассетами создает всплеск потока нейтронов и энерговыделение в периферийных твэлах кассеты возрастает. Для выравнивания энерговыделения в кассете приходится устанавливать твэлы различного обогащения: малообогащенные — на периферии и высокообогащенные — в ее центральной части. Регулирующие стержни ВВРК обычно вводят в активную зону снизу. Это удобно конструктивно и позволяет выровнять распределение потока нейтронов по высоте, так как поток максимален в нижней части зоны, там, где плотность воды наибольшая. Повышается и эффективность органов СУЗ.

В процессе эволюции ВВРК наиболее важными были следующие изменения в компоновке установки:

1. Размещение механических сепараторов пара внутри корпуса реактора.

2. Отказ от вторичных парогенераторов и переход к прямой подаче пара из реактора на турбину.

3. Размещение циркуляционных насосов в корпусе реактора. В результате были созданы крупные энергетические ВВРК единичной мощностью до 1300 МВт с компоновкой оборудования, близкой к интегральной, когда оборудование первого контура (по существу все, кроме турбогенератора) размещено в корпусе реактора. Конструкции такого типа экономичны и наиболее безопасны.

Для сооружения таких реакторов были разработаны и освоены в производстве корпуса давления, значительно превосходящие по габаритам корпуса ВВРД. Реактор мощностью 1200 МВт (эл.) размещен в корпусе длиной 21,7 м, диаметром 6,5 м и массой более 800 т. Однако толщина стенки в его цилиндрической части составляет 160 мм, что значительно меньше, чем в ВВРД такой же мощности. Это существенно упрощает сварочные и контрольные

операции на заводе-изготовителе. Транспортировка корпуса подобных размеров по железным дорогам невозможна, поэтому используется водный транспорт.

Как отмечалось, в современных ВВРК используется сепарация пара непосредственно в корпусе реактора и принудительная циркуляция воды. Такое решение позволяет полностью заключить контур многократной принудительной циркуляции в корпус реактора или по крайней мере свести к минимуму его внешнюю часть (в отличие от ВВРК первого поколения, у которых был внешний контур многократной принудительной циркуляции). Сейчас распространены два варианта ВВРК. В первом (фирма «Дженерал электрик», США) использована система со струйными насосами, расположенными вокруг активной зоны непосредственно в корпусе реактора. Имеются две внешние рециркуляционные петли, через которые подается примерно треть расхода теплоносителя, затрачиваемого на привод в действие струйных насосов. Фирма АЕГ (ФРГ) разработала другой вариант ВВРК, в котором внешние петли полностью отсутствуют, так как циркуляционные насосы располагаются непосредственно в корпусе реактора, исключая, конечно, электродвигатели, вынесенные из корпуса (рис. 3.14).

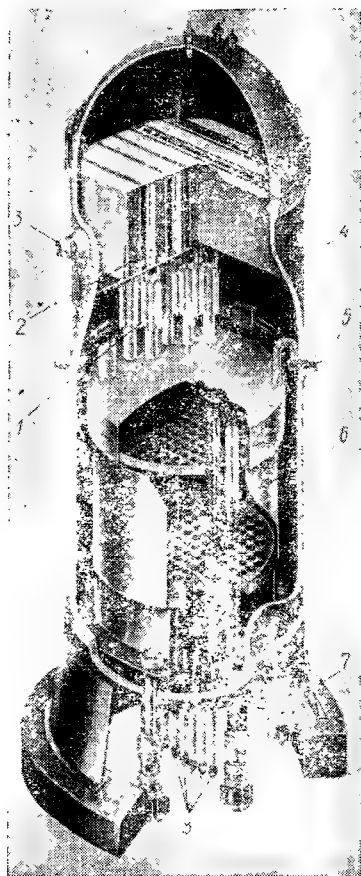


Рис. 3.14. Реактор ВВРК (фирма АЕГ, ФРГ):

1, 2 — сепараторы; 3 — выходной патрубок; 4 — корпус; 5 — входной патрубок; 6 — активная зона; 7 — циркуляционный насос; 8 — приводы СУЗ

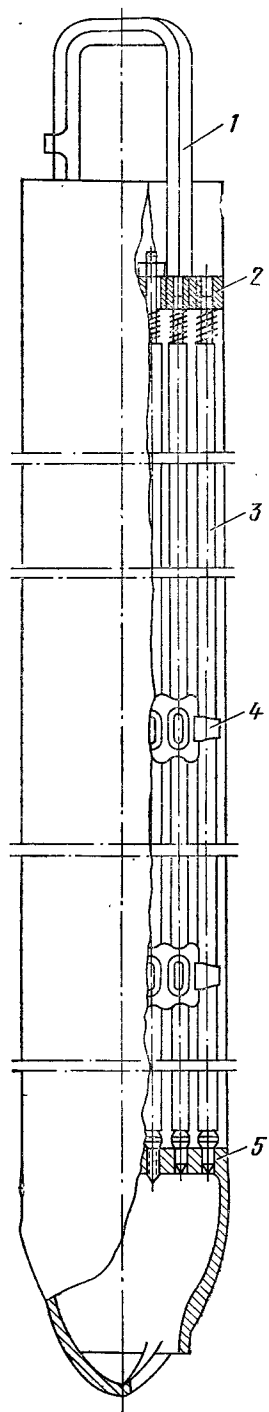
Конструкции в обоих вариантах ВВРК схожи. Сепарационные устройства расположены над активной зоной, органы СУЗ вводятся в активную зону снизу, используются унифицированные твэлы и ТВС, органы регулирования, измерительная аппаратура и т. д. Примерно одинаковы и габариты корпусов реакторов. Однако имеются и различия. Это отмеченная выше разница в способе циркуляции воды; по-разному осуществляется привод органов СУЗ: в варианте фирмы «Дженерал электрик» используют гидравлические приводы, в варианте АЕГ — механические с электродвигателем для компенсаторов реактивности и для перемещения

стержней вниз (однако и во втором варианте для вывода органов СУЗ из активной зоны используется гидропривод), различается и принцип действия сепараторов пара: в первом варианте пароводяная смесь движется в сепараторах снизу вверх, во втором — сверху вниз.

Таким образом, схема циркуляции воды в ВВРК следующая: на вход в активную зону поступает недогретая до кипения вода. Проходя через активную зону, вода нагревается и закипает. На выходе из зоны имеется пароводяная смесь с массовым паросодержанием до 20 %. Эта смесь проходит последовательно две ступени сепарации. На первой используются турбосепараторы. После них пар с влажностью до 10 % поступает выше в блок жалюзийных сепараторов, где он досушивается до влажности примерно 0,1 %. Сбор пара осуществляется в верхней части реактора, откуда он направляется на турбину. Отсепарированная вода стекает по внешней поверхности сепараторов и попадает в пространство между корпусом реактора и обечайками активной зоны и блока сепараторов. Совершая опускное движение вдоль внутренней поверхности корпуса, вода поступает на всас циркуляционных (или струйных) насосов и направляется в напорную камеру, расположенную под активной зоной. Итак, в корпусе реактора имеются четыре разделенные полости с разным давлением теплоносителя: напорная камера, давление воды в которой максимально; пространство над активной зоной, заполненное пароводяной смесью; полость, занимаемая отсепарированной водой и влажным паром; верхняя часть корпуса, занятая «сухим» паром. Все полости соединены между собой так, что теплоноситель проходит их последовательно, практически без перетечек в других направлениях. Для этого сделаны соответствующие щиты и экраны.

При конструировании активной зоны ВВРК необходимо учитывать специфику теплоносителя — кипящей воды. Главная опасность здесь — возможность возникновения кризиса теплообмена при ухудшении условий теплосъема на поверхности твэлов. В активной зоне необходимы абсолютно надежные гидравлические тракты теплоносителя вдоль пучка твэлов и значительно более жесткий контроль за распределением энерговыделения, чем в ВВРД. Поэтому в ВВРК ТВС помещены в чехлы, исключаяющие возможность радиальной перетечки теплоносителя по активной зоне. Кроме того, для более точного контроля за энерговыделением ТВС должны содержать меньшее число твэлов (50—60), что приводит к увеличению общего числа ТВС в активной зоне до 500—800. Активная зона ВВРК формируется из отдельных ячеек. Каждая ячейка состоит из четырех кассет, окружающих крестообразный стержень. Так как элементы, составляющие ячейку, в настоящее время стандартизованы, то активная зона определенной мощности как бы составляется из соответствующего числа ячеек.

Нижним концом каждая кассета опирается на нижнюю опорную плиту реактора, которая, в свою очередь, передает нагрузку



от веса кассет через направляющие регулирующих стержней на днище корпуса реактора. Вверху кассеты дистанционированы с помощью верхней дистанционирующей решетки.

Теплоноситель поступает в каждую ТВС через направляющие патрубки нижней опорной плиты. Другие элементы активной зоны охлаждаются при пропускании контролируемого количества теплоносителя в пространство между кассетами.

Регулирующие стержни расположены там, где они обладают наибольшей компенсирующей способностью и вызывают минимальное нарушение распределения мощности. Реактивность и распределение мощности по высоте и радиусу активной зоны регулируются путем соответствующего введения групп стержней в активную зону. При загрузке свежего топлива требуется дополнительная компенсация избыточной реактивности, которая в первых ВВРК осуществлялась с помощью тонких пластин из борированной нержавеющей стали, расположенной между кассетами. После выгорания поглотителя B_{10} пластины удалялись из активной зоны. Сейчас используется другой тип выгорающего поглотителя — окись гадолиния (Gd_2O_3), вводимая непосредственно в топливо в таком количестве, которое обеспечивает в достаточной степени компенсацию избыточной реактивности и профилирование энерговыделения по высоте и радиусу активной зоны.

Как уже отмечалось, в настоящее время ТВС кипящих реакторов (рис. 3.15) стандартизированы. ТВС состоит из чехла, верхней и нижней упорных плит, верхней скобы, твэлов и промежуточных дистанционирующих решеток.

64 твэла 8×8 размещаются в квадратной решетке, образуя топливную сборку. Твэлы фиксируются в узлах квадратной решетки верхней и нижней упорных плит из нержа-

Рис. 3.15. Кассета ВВРК:

1 — транспортная скоба; 2 — верхняя дистанционирующая плита; 3 — твэл; 4 — дистанционирующая решетка; 5 — хвостовик ТВС

вующей стали и дистанционируются с помощью промежуточных дистанционирующих решеток из циркалоя-4. На нижней упорной плите имеется конус, который служит опорой ТВС в реакторе, а на верхней упорной плите — скоба для переноса сборки в активной зоне с одного места на другое или для извлечения при перегрузке.

Восемь твэлов используются как анкерные стержни между верхней и нижней упорными плитами. Нижние концы этих твэлов ввинчены в нижнюю упорную плиту, а верхние — проходят через верхнюю; на их концах навинчены гайки. Остальные стержни находятся между верхней и нижней упорными плитами, причем верхняя и нижняя концевые заглушки каждого твэла свободно вставлены в соответствующие отверстия в верхней и нижней упорных плитах. На каждую верхнюю концевую заглушку навита пружина, которая отжимает твэл от верхней упорной плиты, фиксируя его в нижнем положении.

Каждая ТВС находится в чехле квадратной формы, выполненной из циркалоя-4. В кассете фирмы ASEA-atom (Швеция) пучок твэлов устанавливается в чехле без крепления. Такая кассета имеет проушины под захват в верхней части чехла. При перегрузке отработавшего горючего кассеты помещают в бассейн и там с помощью специального устройства из них извлекают сборку твэлов. Чехол используется вторично.

Твэлы реакторов ВВРК принципиально не отличаются от рассмотренных выше твэлов ВВРД. В качестве топлива используется двуокись урана. Оболочка выполнена из сплава циркония — циркалой-2. Отличительная их особенность — большой диаметр (до 15 мм) и соответственно большая толщина оболочки (до 0,9 мм). Увеличение диаметра твэла связано с более низкой теплонапряженностью активной зоны и, конечно, выгодно по технологическим соображениям.

Перегрузка топлива на ВВРК осуществляется также на остановленном и холодном реакторе. Для доступа к активной зоне из корпуса реактора извлекают сепарационные устройства.

В последние годы появились проработки ВВРК с корпусом давления из предварительно напряженного железобетона (ПНЖБ). Активные работы в этом направлении ведутся в СССР (реактор ВК-500 электрической мощностью 500 МВт) и Швеции. Размеры корпуса из ПНЖБ могут быть таковы, что становится реальным создание установки единичной мощностью до 2000 МВт (эл.) с использованием естественной циркуляции теплоносителя в первом контуре — наиболее надежного способа отвода тепла из активной зоны.

3.4. ХАРАКТЕРНЫЕ ОСОБЕННОСТИ СУДОВЫХ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ

Водо-водяные реакторы являются наиболее подходящим типом реактора для судовых ЯЭУ ввиду небольших габаритов активной зоны и реактора в целом, отработанности технологии изготовле-

ния их отдельных элементов, включая элементы активной зоны, высокой надежности и безопасности, а также простоты эксплуатации.

Однако к реакторам судовых ЯЭУ предъявляется и ряд специфических требований, связанных с условиями их эксплуатации: надежная работа при качке, дифферентах, вибрации и т. д., возможность быстрого изменения мощности ЯЭУ в широких пределах, удобство обслуживания и простота ремонта механизмов и

Таблица 3.4. Характеристики некоторых судовых реакторов

Параметры	«Ленин» (СССР)	«Саваина» (США)	«Отто Ган» (ФРГ)	«Муцу» (Япония)
Год постройки судна	1959	1962	1968	1974
Тепловая мощность реактора, МВт	3×90	74	38	36
Размеры корпуса реактора, м:				
диаметр	1,86	2,74	2,36	1,94
высота	4,38	8,55	8,58	5,65
Давление в первом контуре, МПа	20	12,3	6,35	11
Температура на входе и выходе из активной зоны, °С	248/325	257/271	267/278	271/285
Эквивалентный диаметр активной зоны, м	1	1,576	1,15	1,146
Высота активной зоны, м	1,6	1,676	1,12	1,04
Энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	72	22,6	32,8	33,5
Число ТВС	219	32	16	32
Число твэлов	7704	5248	3128	3584
Диаметр твэла, мм	6,1	12,7	10,9	10,5
Толщина оболочки твэла, мм	0,75	0,89	0,35	0,4
Материал оболочки твэла	Циркониевый сплав или нержавеющая сталь	Нержавеющая сталь	Нержавеющая сталь	Нержавеющая сталь
Масса загрузки топлива, т	1,7	8,06	2,98	3,03
Среднее начальное обогащение топлива, %	5	4,4	4,02	3,95
Средняя глубина выгорания топлива, МВт·сут/т U	12 000	7350	7280	5100
Продолжительность кампании, ч	4800	16 900	12 000	10 600
Давление генерируемого пара, МПа	3,1	3,44	3,1	4,1
Температура генерируемого пара, °С	310	240 (насыщенный)	273	251 (насыщенный)

основных узлов, быстрота перегрузки ядерного топлива. Важной проблемой является обеспечение радиационной безопасности экипажа и окружающей среды, в особенности при стоянках.

Принципиально конструкция судовых водо-водяных реакторов не отличается от конструкций аналогичных энергетических реакторов.

Компоновка ЯЭУ может быть выполнена по петлевой (традиционной для стационарных установок), блочной и моноблочной схеме. При блочной компоновке, как и при петлевой, реактор имеет отдельный корпус, но связан с парогенератором и насосом короткими трубопроводами так, что создается единая жесткая конструкция. В моноблочной компоновке весь первый контур заключен в общем силовом корпусе. Корпус моноблочного реактора наиболее сложен по форме, и поэтому, как правило, возникают значительные технологические трудности при его изготовлении. Блочная и моноблочная компоновки позволяют получить наиболее компактные ЯЭУ, и поэтому они широко применяются в настоящее время.

Отличительная особенность активных зон судовых водо-водяных реакторов связана с необходимостью иметь большой запас реактивности в начале кампании, что приводит к повышенной загрузке топлива. Этого добиваются применением топлива более обогащенного, чем в стационарных реакторах, поскольку увеличивать габариты активной зоны не всегда возможно. Для компенсации избыточной реактивности используют различные выгорающие поглотители, вводимые непосредственно в топливную композицию или помещаемые в активную зону в виде специальных стержней-поглотителей. Для увеличения удельной поверхности теплообмена наряду со стержневыми цилиндрическими твэлами могут быть использованы твэлы другой формы. Для оболочек твэлов наряду с циркониевыми сплавами используют и нержавеющую сталь. Органы СУЗ судовых реакторов должны обладать повышенной надежностью и сохранять работоспособность в наиболее сложных эксплуатационных условиях. При перегрузке топлива на судовых реакторах извлекаются или отдельные кассеты, или вся активная зона целиком.

В табл. 3.4 приведены характеристики некоторых судовых водо-водяных реакторов.

Глава 4

ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

4.1. ОСОБЕННОСТИ ТЯЖЕЛОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ

Тяжеловодными называются любые реакторы, в которых в качестве замедлителя используется тяжелая вода D₂O. По теплофизическим свойствам тяжелая вода аналогична легкой воде, но по ядерно-физическим свойствам она является наилучшим замедлителем для ядерных реакторов, поскольку имеет чрезвычайно малое сечение поглощения тепловых нейтронов (0,86·10⁻⁴ см⁻¹). Коэффициент замедления нейтронов для тяжелой воды равен 3300, в

то время как для легкой воды он равен 61, а для графита 190. Благодаря этому в тяжеловодных реакторах ядерное топливо расходуется значительно экономичнее, чем в реакторах других типов, так как непроизводительные потери нейтронов в реакторах с тяжелой водой существенно меньше. Это позволяет использовать природный уран при достаточно высоких удельных нагрузках. В то же время замедляющая способность тяжелой воды значительно меньшая, чем легкой. Это приводит к большему шагу размещения топлива и большим при одинаковой мощности размерам активной зоны. По сравнению же с графитом замедляющая способность тяжелой воды выше и размеры активной зоны меньше.

Конструкции тяжеловодных реакторов могут быть различными (рис. 4.1, 4.2) с применением разных теплоносителей: обычной и тяжелой воды с кипением и без кипения, а также органических жидкостей. По конструктивному исполнению реакторы могут быть и корпусными, и канальными.

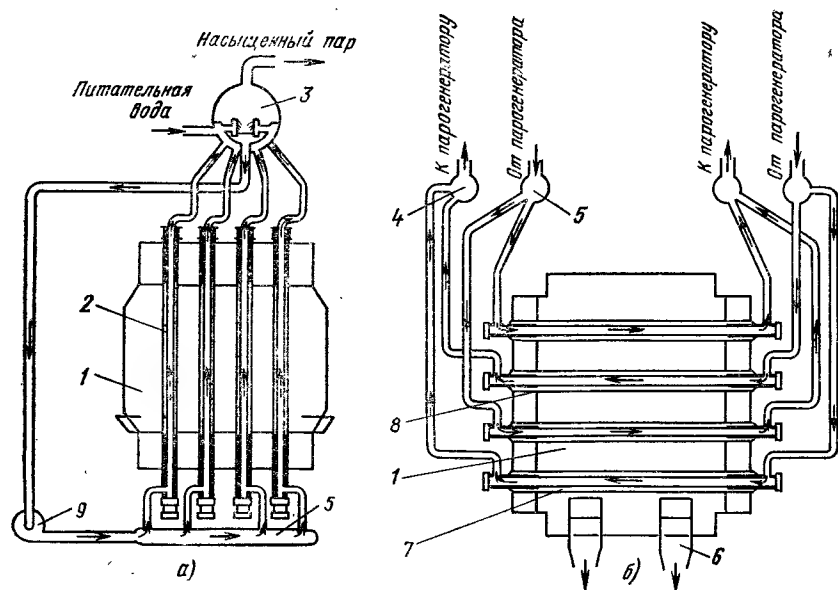


Рис. 4.1. Схемы канальных тяжеловодных реакторов с обычной кипящей (а) и с тяжелой некипящей (б) водой:

1 — бак с тяжеловодным замедлителем (каландр); 2 — технологический канал; 3 — сепаратор пара; 4 — сборный коллектор; 5 — раздаточный коллектор; 6 — отверстия для сброса тяжеловодного замедлителя; 7 — газовый зазор; 8 — труба каландра; 9 — циркуляционный насос

Основной тип реактора с тяжеловодным замедлителем — канальный. Тяжелая вода, используемая в качестве замедлителя, в канальных реакторах находится при низких температуре и давлении. При низком давлении легче обеспечить высокую герметичность оборудования и трубопроводов с тяжелой водой, которая требуется для снижения потерь тяжелой воды. Это необходимо,

так как вследствие высокой стоимости тяжелой воды ее большие потери значительно увеличивали бы непроизводительные затраты и приводили бы к существенному росту себестоимости вырабатываемой энергии. Стремление свести утечки тяжелой воды к минимуму объясняются еще и тем, что в ней при работе реактора образуется радиоактивный тритий, пары которого при попадании в организм человека оказывают на него вредное воздействие.

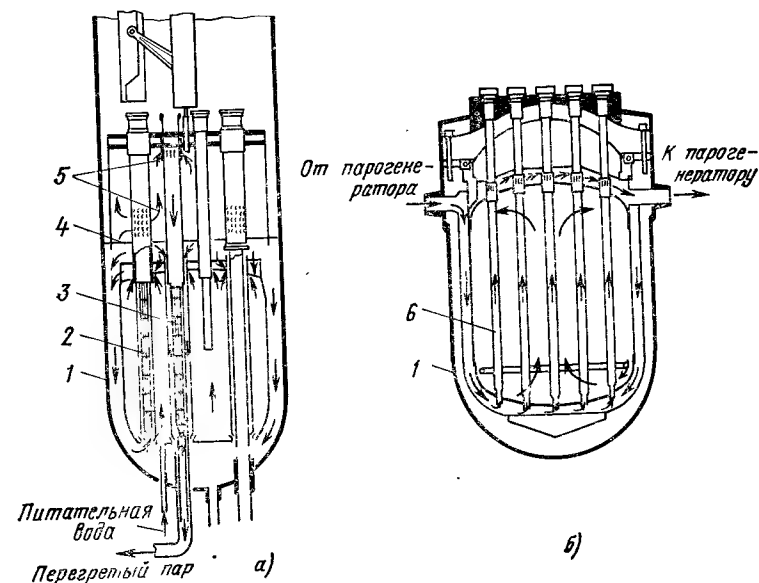


Рис. 4.2. Схемы корпусных тяжеловодных реакторов с кипящим (а) и некипящим (б) теплоносителем:

1 — корпус реактора; 2 — испарительный канал; 3 — перегревательный канал; 4 — уровень воды; 5 — насыщенный пар; 6 — подогревательный канал

В канальных тяжеловодных реакторах в качестве теплоносителя используется тяжелая вода без кипения (см. рис. 4.1, б) или обычная кипящая вода (см. рис. 4.1, а). Несмотря на то что в последнем случае существенно уменьшается потребность в тяжелой воде и, следовательно, снижаются затраты на ее производство, большее распространение получили реакторы с тяжеловодным теплоносителем. Это объясняется лучшими топливными характеристиками таких реакторов и большим опытом их разработки и эксплуатации.

Корпусных тяжеловодных реакторов находится в эксплуатации намного меньше, чем канальных. Это объясняется двумя обстоятельствами. Из-за сравнительно малой замедляющей способности тяжелой воды и большого шага расположения ТВС в корпусном реакторе не может быть получена достаточно большая мощность. Следовательно, такие реакторы не перспективны, если исходить из

необходимости роста единичной мощности реакторов. Кроме того, в корпусном реакторе, где тяжеловодный замедлитель и теплоноситель не разделены, вся тяжелая вода находится под высоким давлением и сложнее обеспечить герметичность контура. Работают реакторы подобного типа с кипящим теплоносителем и одноконтурной схемой (рис. 4.2, а) и с некипящим теплоносителем и двухконтурной схемой (рис. 4.2, б).

Характерный элемент конструкции большинства разновидностей тяжеловодных реакторов — герметичный каландр-бак, содержащий тяжелую воду. Такого бака нет только в корпусных реакторах, в которых теплоноситель — кипящая или некипящая тяжелая вода. Каландр (см. рис. 4.1) представляет собой вертикальный или горизонтальный цилиндрический бак с плоскими днищами по торцам. В днища вварены трубы, в которые установлены каналы для теплоносителя и ТВС. Между трубой каландра и установленным в ней каналом образуется зазор, заполняемый газом. Этот газ служит теплоизолирующим слоем для снижения перетоков тепла от теплоносителя к замедлителю; кроме того, он используется для контроля герметичности труб каландра и каналов с теплоносителем.

Перегрузка топлива в тяжеловодных реакторах канального типа может осуществляться на мощности без остановки реактора с помощью РЗМ так же, как это делается на водо-графитовых реакторах с неперегружаемыми каналами, причем в реакторах с горизонтальным расположением каналов используют две РЗМ, расположенные с обеих сторон реактора, которые могут работать одновременно: с одного конца перегружаемого канала одной машиной извлекается отработавшая ТВС, а с другого конца второй машиной загружается новая.

Технологические схемы реакторных установок с тяжеловодными реакторами зависят от вида и состояния теплоносителя. При некипящем водяном и органическом теплоносителях схемы — двухконтурные с выработкой пара для турбины в парогенераторах. Циркуляция теплоносителя осуществляется по замкнутому первому контуру, состав которого и конструкция оборудования зависят от теплоносителя и принципиально не отличаются от аналогичных устройств, используемых для других типов реакторов, но с теми же теплоносителями. Параметры пара и, следовательно, КПД установок также зависят от теплоносителя. В случае использования обычной кипящей воды для отвода тепла из реактора схема — одноконтурная, аналогичная схеме установок с реакторами типа РБМК с прямой подачей на турбину пара, отсепарированного в сепараторах.

В установках с тяжеловодными реакторами принимаются особые меры по предотвращению потерь тяжелой воды по указанным выше причинам. Оборудование, арматура и трубопроводы конструируются таким образом, чтобы утечки D_2O были минимальны. Этому же способствуют и низкие параметры тяжеловодного замедлителя, о чем уже говорилось. В то же время принимаются меры

для предотвращения смешивания с H_2O утечек D_2O с тем, чтобы последние можно было возвратить в контур замедлителя или теплоносителя.

4.2. КАНАЛЬНЫЕ РЕАКТОРЫ С НЕКИПАЩЕЙ ТЯЖЕЛОЙ ВОДОЙ

Канальные реакторы с некипящей тяжелой водой получили распространение в Канаде. Это объясняется несколькими причинами, обусловленными канадскими условиями. В стране имеются богатые урановые залежи. В то же время в период начала развития ядерной энергетики канадцы не располагали ни необходимым производством, ни технологией обогащения урана. Для независимого от других стран развития и для возможности поставок реакторов на внешний рынок необходимо было создать такой тип реактора, в котором можно использовать природный уран. Таковым стал реактор типа CANDU — канальный с горизонтальным расположением каналов, с тяжеловодным замедлителем и тяжелой некипящей водой в качестве теплоносителя. Топливом в этих реакторах является двуокись природного урана. К началу 80-х годов в Канаде действовало 10 подобных реакторов. При научно-технической помощи Канады несколько таких реакторов построено в Индии и Пакистане. Первая промышленная АЭС «Дуглас-Пойнт» (Канада) имеет один реактор мощностью 206 МВт. На АЭС «Пикеринг» установлено четыре реактора мощностью 514 МВт (эл.) каждый, а на АЭС «Брук» — четыре реактора мощностью 746 МВт (эл.). Еще один реактор электрической мощностью 600 МВт установлен на АЭС «Пойнт-Лепро».

Характеристики некоторых канадских реакторов приведены в табл. 4.1, на рис. 4.3 — устройство этих реакторов и их защиты. Реакторы «Дуглас-Пойнт» и «Пикеринг» размещены в бетонных боксах. Под каландрами реакторов имеются баки для замедлителя, соединенные с каландрами трубами. В необходимых случаях тяжеловодный замедлитель может быть слит из активной зоны за малое время. Тем самым обеспечивается быстрое прекращение реакции деления в реакторе.

Боксы выполнены из тяжелого армированного бетона с рудным наполнителем, являющегося биологической защитой. Для отвода тепла, выделяющегося в бетоне, в нем проложены трубы, по которым циркулирует охлаждающая вода. Бокс реактора «Дуглас-Пойнт» в той части, где расположен каландр, с внутренней стороны защищен четырехслойной облицовкой и стальными плитами, которые являются тепловой защитой от повреждений поверхности бетона. Тепловая защита охлаждается прокачиваемым через нее воздухом. По торцам бокса установлена тепловая защита из стальных пластин, охлаждаемых водой и расположенных так, что обеспечивается доступ к торцам реактора во время остановок.

Описанная конструкция защиты большого объема, со специальными воздушной и водяной охлаждающими системами для

Таблица 4.1. Характеристики канадских тяжеловодных реакторов с некипящей тяжелой водой в качестве теплоносителя

Характеристика	«Дуглас-Пойнт»	«Пикеринг» (блоки 1—4)	«Брук-D-4» (блоки 1—4)	«Пойнт-Лепро»
Электрическая мощность, МВт	206	514	740	633
Тепловая мощность, МВт	701	1744	2855	2180
Диаметр каландра, мм	5990	8040	8460	
Длина активной зоны, мм	5004	5940	5940	
Число рабочих каналов	306	390	480	
Внутренний диаметр каналов, мм	82,55	103	103	
Давление теплоносителя на выходе, МПа	10,2	8,82	9,2	9,96
Температура теплоносителя на выходе, °C	293	293,4	304	310
Максимальная тепловая мощность канала, МВт	2,743	5,125	5,82	
Среднее выгорание, МВт·сут/т U	8490	7420—7710	7160	7500
Тепловыделение (линейное), кВт/м		27,3	25	26,1
Год ввода в эксплуатацию	1968	1971, 1971, 1972, 1973*	1977, 1977, 1978, 1979*	1981

* Указаны годы пуска первого, второго, третьего и четвертого блоков соответственно.

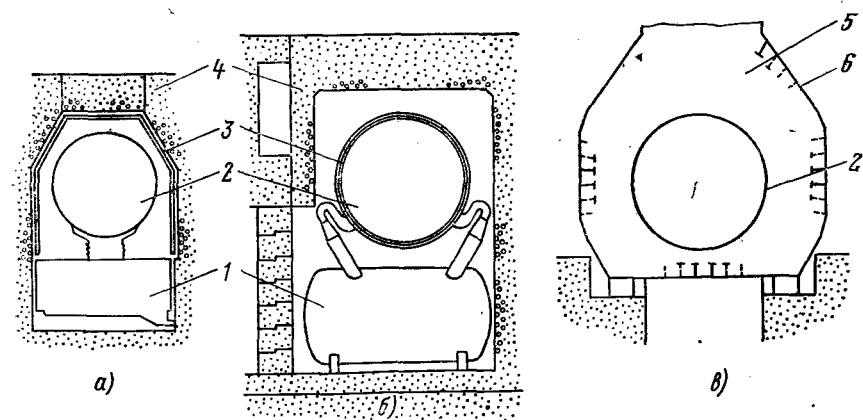


Рис. 4.3. Устройство канальных тяжеловодных реакторов «Дуглас-Пойнт» (а), «Пикеринг» (б), «Брук» (в) и их защиты:
1 — бак для слива тяжеловодного замедлителя; 2 — каландр; 3 — тепловая защита; 4 — бетонная защита; 5 — водяная защита; 6 — защитный бак

торцевых защит, громоздка и неэкономична. Поэтому в реакторах «Пикеринг» стальные тепловые защиты установлены внутри каландра в замедлителе, что сильно упрощает устройство бокса.

В реакторе «Дуглас-Пойнт» через зазор между трубами каландра и каналами прокачивается воздух, при этом активируется ^{41}Ag , что создает определенные трудности при эксплуатации реактора. В реакторе «Пикеринг» между трубами каландра и каналами установлены уплотнения, между которыми по замкнутой системе циркулирует азот. Эта система используется одновременно для определения утечек в кольцевой зазор.

В реакторах «Брук» за счет усовершенствования СУЗ реактора отпала необходимость слива замедлителя из активной зоны, что позволило исключить из конструкции реактора бак для слива и поместить каландр в защитный бак, заполненный обычной водой. Тепловые защиты, имеющиеся в реакторах «Пикеринг», не нужны в реакторе «Брук». Существенно упростились и торцевые защиты, в которых вместо тяжелых стальных полос применяют маленькие стальные шарики. Это облегчило съем и установку торцевых защит.

На примерах реакторов «Дуглас-Пойнт», «Пикеринг» и «Брук» видно, как по мере развития реакторов CANDU улучшались их характеристики. Постоянно увеличивалась мощность как одного реактора, так и АЭС в целом, а также теплонапряженность активной зоны, т. е. удельное тепловыделение в топливе. За счет перехода к более прочному по сравнению с циркалоем-2 цирконий-ниобиевому сплаву уменьшено количество последнего в активной зоне и улучшены ее нейтронные характеристики. Вместе с этим повышено выгорание топлива.

Рассмотрим канальный тяжеловодный реактор с некипящей водой «Пикеринг» (рис. 4.4). Основная часть реактора — каландр представляет собой цилиндрический сосуд из нержавеющей стали диаметром около 8 м и длиной немногим более 8 м. Его масса без топлива и замедлителя составляет приблизительно 665 т. Внутри цилиндрической стенки каландра установлена тепловая защита из полос нержавеющей стали толщиной около 115 мм. По торцам имеются комбинированные тепловые и радиационные защиты из стальных полос и плит, охлаждение их периферийной части производится водой, циркулирующей по трубкам, проложенным по окружности защиты. Вместе с охлаждающими трубками толщина торцевой защиты составляет около 1,2 м.

Снаружи каландра имеются 25 групп сопел для охлаждения путем орошения внутренних металлических частей, не покрытых замедлителем, в которых выделяется тепло за счет поглощения излучения как во время работы, так и при остановках реактора. Под каландром расположен горизонтальный цилиндрический бак из нержавеющей стали диаметром около 5,4 м и длиной 11,5 м, с толщиной стенки 19,1 мм. Бак соединен с каландром четырьмя сбросными отверстиями. Во время работы реактора в баке поддерживается давление гелия выше, чем в верхней части каландра.

При необходимости давление газа сбрасывается и замедлитель под действием силы тяжести сливается из каландра в бак.

Через каландр проходят 390 горизонтальных труб из циркалоя-2 наружным диаметром 131 мм с толщиной стенки 1,55 мм. Внутри них вставлены каналные трубы, в которые загружены

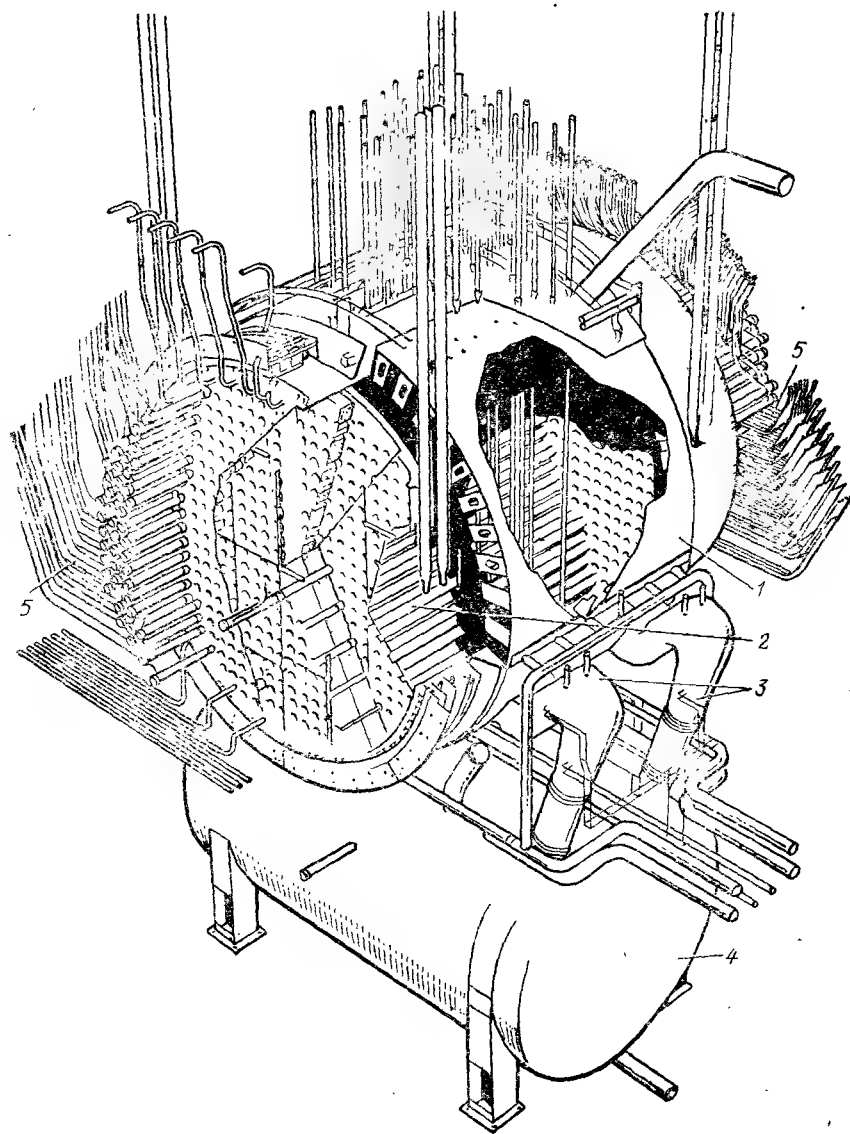


Рис. 4.4. Общий вид реактора «Пикеринг»:

1 — каландр; 2 — трубы каландра; 3 — трубы для слива замедлителя; 4 — бак для слива замедлителя; 5 — трубы для теплоносителя

ТВС. Эти трубы выполнены из циркалоя-2 на первом и втором блоках и из цирконий-ниобиевого сплава на третьем и четвертом блоках. Наружный диаметр каналных труб равен 103 мм, а толщина стенки 5,08 мм для циркаловых труб и 3,94 для цирконий-ниобиевых труб. Канальные трубы с обоих концов соединены со

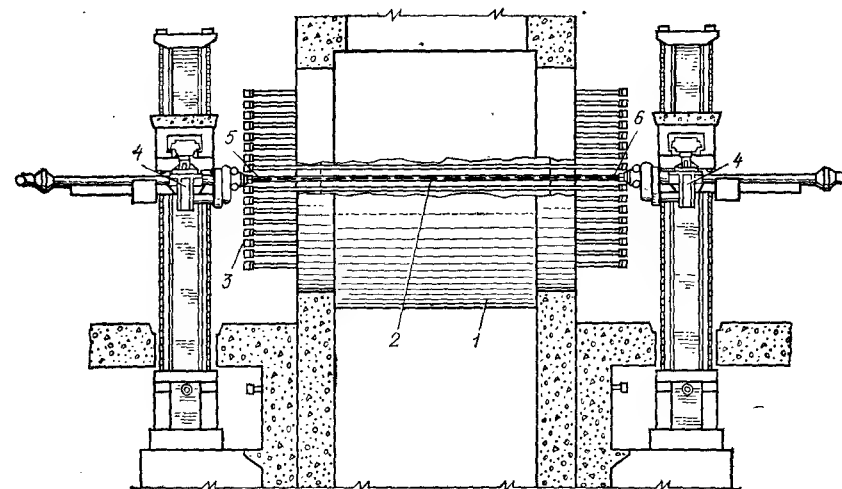


Рис. 4.5. Схема перегрузки реакторов типа Candu:

1 — реактор; 2 — топливный канал; 3 — торец канала; 4 — перегрузочная машина; 5 — загрузка ТВС; 6 — выгрузка ТВС

стальными частями, в которых установлены съемные пробки, предназначенные для обеспечения доступа к ТВС при их перегрузке. В кольцевом зазоре между трубами каландра и каналов прокачивается азот, являющийся теплоизоляцией между горячим теплоносителем в каналах и холодным замедлителем в каландре, средняя температура которого равна $22,2^{\circ}\text{C}$, а максимальная 68°C . Замедлитель находится при давлении 0,175 МПа. Общий объем замедлителя в активной зоне составляет 242 м^3 .

Схема отвода тепла от реактора — двухконтурная. К каждому контуру канала присоединены трубопроводы для подвода и отвода теплоносителя. Тепло из каналов отводится тяжелой некипящей водой к парогенераторам, в

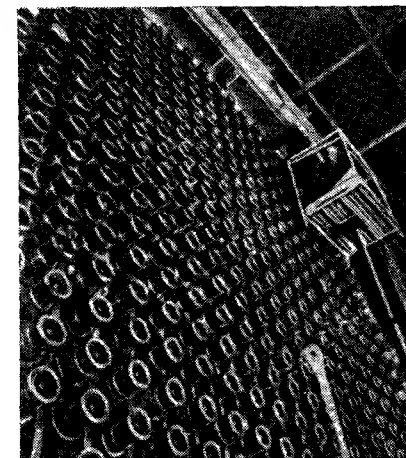


Рис. 4.6. Торцевая часть реактора «Пикеринг»

которых вырабатывается насыщенный пар давлением около 4,0 МПа. Температура воды на входе в реактор 249 °С, на выходе 293 °С. Давление в контуре реактора около 9,0 МПа.

Перегрузка топлива в реакторах типа CANDU (рис. 4.5) осуществляется при работе реактора на мощности, без дорогостоящих остановок. С каждого торца реактора установлено по одной перегрузочной машине, которые работают по полуавтоматической программе: стыковка с каналом, уплотнение по каналу, удаление излучающей и защитной пробки, установка или удаление топливной сборки, расстыковка с каналом. На рис. 4.6 показан торец реактора «Пикеринг» с концевыми частями каналов для присоединения перегрузочной машины.

4.3. КАНАЛЬНЫЕ РЕАКТОРЫ, ОХЛАЖДАЕМЫЕ ОБЫЧНОЙ КИПАЩЕЙ ВОДОЙ

Преимущество канальных реакторов с обычной кипящей водой — прямой цикл, т. е. одноконтурная схема энергетической установки, при которой пар, вырабатываемый в реакторе, подается непосредственно в турбину. При одноконтурной схеме с кипящей водой для получения такой же температуры теплоносителя, как и при двухконтурной схеме с некипящей водой, давление теплоносителя в реакторе должно быть ниже на 2,0—2,5 МПа, что выгодно, так как снижается расход металла и стоимость установки.

Применение обычной воды в качестве теплоносителя вместо тяжелой приводит к сокращению расхода последней и, следовательно, к уменьшению капитальных затрат на реактор. Это — важное преимущество реакторов такого типа перед реакторами, охлаждаемыми тяжеловодным теплоносителем. Необходимо при этом иметь в виду и такое преимущество, что тяжелая вода отсутствует в контуре с высоким давлением, бороться с утечками из которого более сложно, чем с утечками из контура замедлителя, в котором давление невелико.

Расположение каналов в реакторах с кипящей водой вертикальное. Это диктуется необходимостью обеспечить вертикальное направление движения кипящей воды, так как образующиеся при кипении пузырьки с паром за счет меньшей по сравнению с водой плотности движутся вверх.

Построено и разработано несколько тяжеловодных реакторов с обычной кипящей водой в качестве теплоносителя. Это экспериментальный реактор в Уинфрите (Великобритания), АЭС «Джентили-1» (Канада), тяжеловодный реактор-прототип «Фуген» (Япония), демонстрационная установка «Чирена» (Италия) (табл. 4.2).

Реактор в Уинфрите построен как прототип для накопления опыта по созданию и эксплуатации реакторов такого типа. В Великобритании с 70-х годов предполагалось развивать атомную

энергетику на базе тяжеловодных реакторов с обычной кипящей водой в качестве теплоносителя. Впоследствии это решение, однако, было отменено. Прототип такого реактора в Уинфрите (рис. 4.7) был выведен на номинальную мощность в 1968 г. В этом реакторе 104 вертикальных топливных канала внутренним диаметром 130 мм и толщиной стенки 5 мм в пределах активной зоны выполнены из циркониевого сплава — циркалоя, а по концам — из нержавеющей стали. Топливные каналы проходят внутри каналов

Таблица 4.2. Характеристики тяжеловодных реакторов с обычной кипящей водой в качестве теплоносителя

Характеристика	«Уинфрит»	«Джентили-1»	«Фуген»	«Чирена»
Электрическая мощность, МВт	100	250	165	38
Тепловая мощность, МВт	300	832,9	557	117,5
Диаметр каландра, мм	3710		4900	
Высота каландра, мм	3960			
Высота активной зоны, мм	3600	5000	3700	4000
Число рабочих каналов	104	308	224	60
Внутренний диаметр каналов, мм	130	104	117,8	106,1
Давление теплоносителя на выходе, МПа	6,5	5,55	6,86	4,315
Температура теплоносителя на выходе, °С	282	270	284	260
Среднее паросодержание на выходе, %	11	16,5	15	28,5
Максимальная тепловая мощность канала, МВт	4	3,2		2,3
Тепловыделение (линейное), кВт/м	24	30,3	57,4	31,15
Среднее выгорание, МВт × сут/т U	19 000	7000	12 000	4000
Год ввода в эксплуатацию	1968	1972	1979	1982

каландра, наружный диаметр которых равен 184 мм, а толщина стенки 3,3 мм. Размеры каландра следующие: диаметр 3710 мм, высота 3960 мм. Бак и каналы каландра на прототипном реакторе выполнены из алюминия, промежуток между топливными каналами и каналами каландра заполнен углекислым газом, циркулирующим с малой скоростью. Газ является теплоизоляцией между теплоносителем и замедлителем и используется для контроля герметичности каналов.

С торцов и вокруг каландра расположены баки водяной биологической защиты.

Тяжелая вода в каландре находится под давлением, несколько превышающем атмосферное. Температура замедлителя поддерживается около 80 °С. Реактор оснащен контуром циркуляции тяже-

лой воды с отводом тепла, выделяющегося в замедлителе. В контуре предусмотрена система очистки тяжелой воды от примесей, в том числе от бора.

Верхний уровень тяжелой воды в каландре находится несколько выше верха активной зоны. Пространство над уровнем воды заполнено гелием. Для компенсации избыточной реактивности в замедлитель добавляется поглощающий нуклид ^{10}B , концентрация

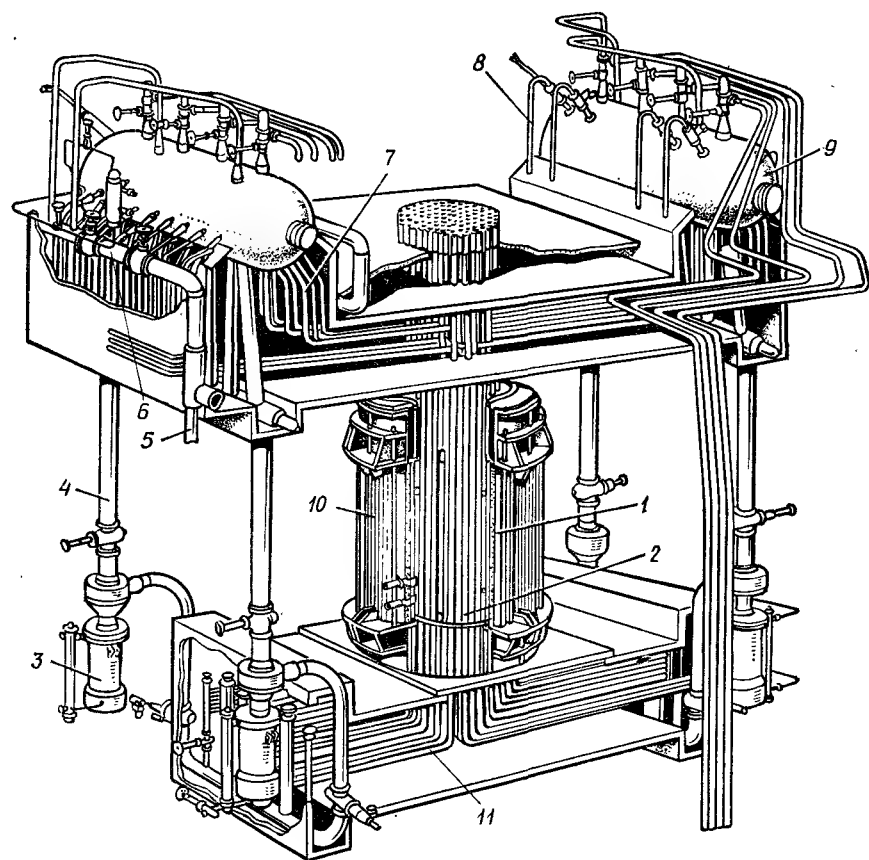


Рис. 4.7. Тяжеловодный реактор с вертикальными каналами и кипящим теплоносителем в Уинфрите:

1 — каландр; 2 — топливный канал; 3 — ГЦН; 4 — опускной трубопровод; 5 — трубопровод пара к турбине; 6 — коллектор пара; 7 — пароводяные трубы; 8 — трубы питательной воды; 9 — сепаратор пара; 10 — нейтронная защита; 11 — трубопроводы подвода воды к каналам

которого изменяется в течение кампании. Автоматическое регулирование мощности реактора осуществляется изменением уровня замедлителя. Для аварийной остановки реактора предусмотрены 12 U-образных труб, проходящих через каландр, которые за не-

сколько секунд могут быть заполнены раствором бора, а также слив тяжелой воды из каландра. Поглощающих стержней и механических приводов для СУЗ реактора «Уинфрит» не предусмотрено.

ТВС состоит из 36 твэлов диаметром 14,5 мм, длиной 3,6 м. Твэлы представляют собой трубки из циркония, заполненные таблетками из спеченной двуокиси урана с обогащением по ^{235}U около 2 %.

ТВС крепится к подвеске, заканчивающейся запорной пробкой, с помощью которой производится уплотнение и крепление подвески в канале. Центральная трубка в ТВС выполнена с отверстиями; через них в аварийных ситуациях, вызванных потерей теплоносителя в контуре, на твэлы разбрызгивается вода из системы аварийного охлаждения реактора (рис. 4.8). Это обеспечивает сохранение целостности твэлов в таких случаях.

Теплоноситель на выходе из канала — пароводяная смесь со средним паросодержанием 11 % находится под давлением 6,5 МПа (температура насыщения 282 °С). В реакторе «Уинфрит» не предусмотрено регулирование расхода теплоносителя в каждом канале, так как разница мощности между отдельными каналами не превышает 20 %. Необходимый расход устанавливают, исходя из максимальной мощности канала.

В процессе эксплуатации прототипного реактора «Уинфрит» был накоплен большой опыт работы реакторов подобного типа. В целом его эксплуатация была успешной. В Великобритании к середине 70-х годов был разработан проект коммерческого реактора такого же типа мощностью 660 МВт (эл.)

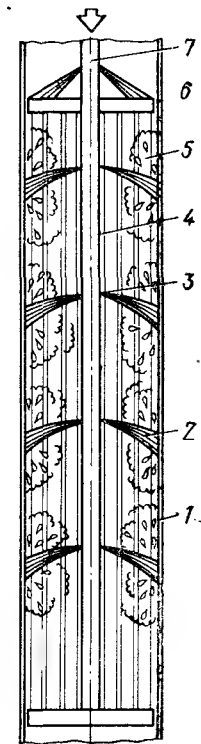


Рис. 4.8. Охлаждение твэлов при потере теплоносителя в контуре:

1 — труба канала; 2 — водяной туман охлаждения твэлов; 3 — разбрызгивание воды; 4 — труба для подачи воды; 5 — стержневые твэлы; 6 — опорная решетка; 7 — поток охлаждающей воды

и принято решение о строительстве шести энергоблоков с такими реакторами. Но в дальнейшем это решение было отмечено, и в настоящее время программа дальнейшего развития ядерной энергетики Великобритании базируется на корпусных реакторах с некипящей водой (ВВРД).

Конструкции других упомянутых в настоящей главе тяжеловодных реакторов с кипящей обычной водой принципиально такие же, как и Уинфритского прототипного реактора, и отличаются от него только конкретным исполнением отдельных узлов.

ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ

5.1. ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

Использование газового теплоносителя в первом контуре ЯЭУ представляет практический интерес по многим причинам. Основные из них таковы: однофазный теплоноситель — газ позволяет получать высокие температуры на выходе из реактора (до 1000 °С и выше) независимо от давления в нем; высокая температура теплоносителя делает возможным реализацию наиболее эффективных тепловых схем с максимальными термическими КПД цикла; малое макроскопическое сечение поглощения нейтронов газами дает значительную «экономии нейтронов» в активной зоне и, наконец, при аварийных ситуациях, связанных с разгерметизацией первого контура, газоохлаждаемые реакторы оказываются наиболее безопасными с точки зрения возможного радиационного воздействия на окружающую среду.

Основной недостаток газовых теплоносителей — плохие теплофизические свойства. С этим связаны небольшая удельная мощность реакторов (до ~10 МВт/м³) и, как следствие, наиболее габаритные активные зоны; необходимость увеличения давления газа до 5,0 МПа и выше для снижения доли мощности, затрачиваемой на циркуляцию теплоносителя. Кроме того, относительно небольшой опыт работы с газовым теплоносителем, в особенности с гелием, требует проведения широкого круга исследований и опытно-конструкторских разработок конструкции реактора и элементов оборудования первого контура.

Впервые газ как теплоноситель в ядерном реакторе был использован еще в 40-х годах для охлаждения промышленных реакторов США и Великобритании. Ввиду низких удельной мощности и других параметров таких установок и их неэнергетического назначения в качестве теплоносителя был использован воздух при атмосферном давлении. При выборе типа энергетического реактора в Великобритании предпочтение было отдано корпусному реактору на природном уране с графитовым замедлителем, охлаждаемому углекислым газом. Реакторы данного типа называют магноксовыми — по названию сплава магния, используемого в качестве конструкционного материала оболочки твэла. Выбор реактора данного типа объясняется возможностью использования дешевого необогащенного ядерного топлива и наработки значительного количества плутония. Первый реактор данного типа был построен в Колдер-Холле (Великобритания) в 1956 г. Всего в мире до 1971 г. построено 36 реакторов данного типа, из них 26 в Великобритании и 7 во Франции. После этого подобные реакторы нигде не строились. Таким образом, данное направление в реакторостроении, являвшееся в течение ряда лет одним из основных в

мировой практике, сейчас закрыто как полностью себя исчерпавшее. В табл. 5.1 представлены параметры некоторых установок данного типа. За 15 лет интенсивных исследовательских, конструкторских работ и на основе полученного опыта эксплуатации удалось повысить более чем в 10 раз единичную мощность реактора, поднять их КПД с 19 до ~30 %, повысить температуру на выходе

Таблица 5.1. Основные характеристики некоторых газоохлаждаемых реакторов (теплоноситель — углекислый газ)

Характеристика	«Колдер-Холл»	«Уилфа»	«Хинкли-Пойнт-Б»	«Хейшем»
Тип реактора	Магноксовый		AGR	
Год пуска	1956	1971	1976	1980
Электрическая мощность, МВт	45	590	665	666
КПД, %	19	31,5	41,2	41,7
Давление CO ₂ , МПа	0,78	2,75	4,13	4,13
Температура CO ₂ на выходе из реактора, °С	340	414	645	651
Топливо	Металлический уран		UO ₂	
Обогащение, %	Природный уран		2,06—2,57	2,1—2,6
Тип твэла	Блочковый		Стержневой	
Энергонапряженность топлива, кВт/кг	1,35	3,16	—	—
Расчетное выгорание, МВт·сут/т U	(3÷4)·10 ³	3,5·10 ³	18 000	18 000
Размеры активной зоны D/H, м	9,45/6,4	17,37/9,14	—	—
Масса графита, т	650	3740	—	—
Число рабочих каналов	1696	6150	—	—
Число твэлов в канале	6	8	8	8
Материал корпуса	Сталь	ПНЖБ	ПНЖБ	ПНЖБ

из реактора с 340 до 410 °С и, наконец, снизить относительную мощность на прокачку теплоносителя с 13,5 до ~7 %, подняв при этом давление газа с 0,7 до 2,8 МПа. Были получены новые технические решения элементов реактора, активной зоны, твэлов, элементов первого контура, которые были использованы в последующих разработках газоохлаждаемых реакторов, в том числе высокотемпературных. Среди них в первую очередь следует назвать развитую в эти годы технологию корпусов высокого давления из ПНЖБ (рис. 5.1), важную для развития многих типов корпусных реакторов.

Основные достоинства корпусов из ПНЖБ: возможность изготовления корпуса любого требуемого размера и формы с параметрами теплоносителя, характерными для современных и перспек-

тивных установок; высокая безопасность и невозможность внезапного хрупкого разрушения корпуса; благоприятная радиационная обстановка за корпусом, поскольку толщина корпуса, выбираемая из соображений прочности, в 1,5—2 раза больше необходимой толщины радиационной защиты; строительство корпуса можно проводить из местных строительных материалов с применением в основном обычной строительной и монтажной технологии. Однако им присущи и недостатки, а именно: большой срок строительства корпуса (3—4 года): невозможность демонтажа и ремонта зало-

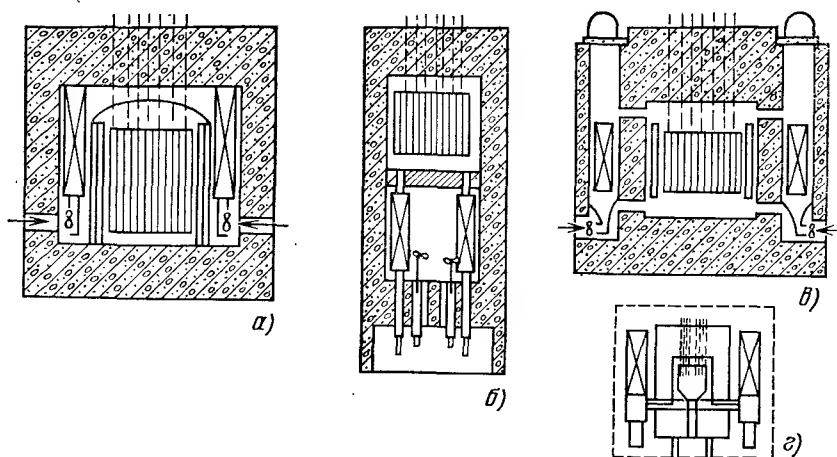


Рис. 5.1. Схема компоновки оборудования в корпусе из ПНЖБ:

а — оборудование первого контура вокруг активной зоны; б — оборудование под активной зоной; в — оборудование в полостях стенок корпуса; г — блочная компоновка (оборудование вне корпуса реактора)

женных в бетон элементов корпуса; необходимость постоянного эксплуатационного надзора за системой напряжения и некоторыми другими системами корпуса. Тем не менее целесообразность применения корпусов из ПНЖБ именно для газоохлаждаемых реакторов сейчас бесспорна.

Сопротивление внутреннему давлению в корпусе создается системой тросов предварительного напряжения. Бетон работает с максимальным напряжением на сжатие, когда давление в корпусе отсутствует, и с минимальным напряжением (и деформациями) при рабочей нагрузке. Следовательно, система предварительного напряжения должна создавать осевое, тангенциальное и радиальное напряжения. Осевое напряжение создается вертикальными силовыми тросами (их может быть несколько сот или даже тысяч), закрепляемыми наглухо с одного конца и натягиваемыми гидравлическими домкратами с другого конца. Тангенциальное и радиальное предварительное напряжение удобнее всего создавать, обматывая цилиндрическую внешнюю поверхность корпуса стальной проволокой или лентой с необходимым напряжением.

Следующим этапом в развитии газоохлаждаемых реакторов явились усовершенствованные реакторы AGR. При разработке данного типа реакторов имелось в виду устранить основные недостатки магноксвых реакторов: снизить капитальные затраты, поднять КПД цикла, повысить в несколько раз выгорание ядерного топлива. Для выполнения поставленных задач было предложено втрое поднять энергонапряженность активной зоны, увеличить температуру CO_2 на выходе, использовать в качестве материала оболочки твэлов нержавеющую сталь, в качестве топлива — обогащенную двуокись урана и т. д. Замедлителем по-прежнему выбран графит. На реакторах AGR реализована вторая программа развития ядерной энергетики в Великобритании, построено и строится 11 реакторов, два запланированы к строительству до 1990 г. В других странах реакторы AGR не строились и не намечаются к строительству.

В результате проведенных работ удалось создать типовой реактор AGR мощностью 660 МВт (эл.), вырабатывающий во втором контуре пар давлением 16,0 МПа и температурой 538°C , т. е. с параметрами, характерными для современных ТЭС. Для достижения указанных параметров температура CO_2 на выходе из реактора была поднята до 650°C , давление до 4,1 МПа, КПД АЭС при этом достигал 41,7 %. Энергонапряженность активной зоны была поднята до $2,8 \text{ МВт/м}^3$. Выгорание топлива повысилось до $20\,000 \text{ МВт} \cdot \text{сут/т U}$. Характеристики реакторов AGR приведены в табл. 5.1.

Среди конструктивных особенностей корпусных реакторов AGR следует отметить прежде всего интегральную компоновку оборудования первого контура в корпусе из ПНЖБ. Были найдены удачные решения для теплоизоляции корпуса, элементов системы охлаждения, проходов, уплотнений, крышек и других элементов, позволяющие использовать их и для реакторов других типов. На AGR внедрена поканальная перегрузка топлива, которая осуществляется без остановки реактора. На этих реакторах были отработаны многие элементы первого контура (теплообменники, газодувки, арматура, измерительные и контрольные приборы, системы очистки и т. д.), опыт проектирования и эксплуатации которых успешно используется при разработке высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением.

Однако реакторы AGR не в полной мере оправдали возлагавшиеся на них надежды. Коррозия элементов первого контура и в особенности элементов активной зоны оказалась значительно более интенсивной, чем предполагалось. При выбранных рабочих параметрах часто нарушалась герметичность оболочек твэлов, что приводило к повышению активности теплоносителя в первом контуре. Теплоноситель взаимодействовал с графитовой кладкой.

В начале 60-х годов было предложено использовать в газоохлаждаемых реакторах в качестве теплоносителя инертный гелий, а в качестве топлива — керамические материалы в сочетании с графитовым замедлителем. При этом на выходе из реактора мож-

но получить температуру 750—950 °С, а в будущем и выше. Газоохлаждаемые реакторы такого типа получили название «высокотемпературные газоохлаждаемые» (ВТГР). ВТГР по сравнению со всеми другими типами реакторов имеют такие преимущества, как возможность получения наибольшего КПД в паротурбинном и в прямом газотурбинном циклах; состав активной зоны (графит и ядерное топливо) позволяет наиболее эффективно использовать ядерное топливо с коэффициентом воспроизводства (или конверсии — в зависимости от топливного цикла), близким к 1; гелий химически инертен и поэтому в активной зоне и первом контуре отпадает проблема коррозии, т. е. совместимости материалов с теплоносителем; комбинация гелия-теплоносителя и графита-замедлителя делает ВТГР одним из наиболее безопасных типов реактора как по физическим свойствам, так и по возможному радиационному воздействию на окружающую среду.

В период 1966—1968 гг. в Великобритании, США и ФРГ были введены в эксплуатацию три опытных ВТГР: «Драгон», «Пич-Боттом» и AVR. Во всех трех реакторах в качестве топлива использовались микровзлы с многослойным покрытием из пироуглерода различной плотности и карбида кремния. Особый интерес представляет AVR, в котором использованы шаровые твэлы. Такие твэлы просты по конструкции и технологичны в изготовлении. Их применение позволило осуществить непрерывную перегрузку топлива без остановки реактора, достичь равномерного и оптимального выгорания топлива благодаря многократному прохождению твэлов через активную зону. Накопленный опыт проектирования и успешной эксплуатации опытных ВТГР позволил приступить к строительству первых энергетических реакторов HTGR в США и TNTR в ФРГ, основные характеристики которых представлены в табл. 5.2.

В ВТГР энергетического назначения используются твэлы двух типов: призматический (HTGR) и шаровой (TNTR). Призматические твэлы, точнее ТВС, традиционны для современных гетерогенных реакторов. Основной их недостаток — неравномерность выгорания топлива в активной зоне и периодические остановки реактора для перегрузки топлива и перестановки ТВС. Шаровые твэлы свободны от этих недостатков. Но вместе с тем при использовании шаровых твэлов в больших энергетических реакторах возникает целый ряд проблем, однозначного решения которых пока нет. Эти проблемы связаны в основном с необычностью активной зоны, составные элементы которой находятся в постоянном движении. В этом случае сложно выравнять энерговыделение по активной зоне, обеспечить одинаковые условия для работы твэлов и выгорания топлива в них и т. д. Однако есть все основания полагать, что эти проблемы будут успешно решены.

В последнее время большой интерес вызывают разработки для реакторов ВТГР корпусов из предварительно напряженного чугуна. Основными преимуществами предлагаемых вариантов по сравнению с корпусами из ПНЖБ являются: более высокое качество

Таблица 5.2. Основные характеристики высокотемпературных реакторов

Характеристика	«Драгон»	«Пич-Боттом»	AVR	HTGR-330	TNTR-300
Страна	Великобритания	США	ФРГ	США	ФРГ
Год вывода на мощность	1966	1967	1968	1977	Строится
Тепловая мощность, МВт	20	115	46	840	760
Электрическая мощность, МВт	—	40	15	330	307,5
Параметры гелия:					
давление, МПа	2,0	2,4	1,0	4,8	4,0
температура на входе, °С	350	350	175	400	262
температура на выходе, °С	750	750	850 (950 с 1974 г.)	785	750
Энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	14,0	8,3	2,3	6,3	6,0
Тип твэла	Стержневой	Трубчатый	Шаровой	Призматический (шестигранные блоки)	Шаровой
Топливо	В процессе эксплуатации используются различные варианты керамического топлива			Микровзлы (Th, U) C ₂ и ThC ₂ с двойным покрытием из пироэлектрического графита (из пироуглерода)	Микровзлы (Th, U) C ₂ с двойным покрытием из пироэлектрического графита (из пироуглерода)
Максимальная температура топлива, °С	1250	1330	1250	1260	1050

отдельных элементов, поскольку они изготавливаются на заводах; возможность демонтажа корпуса и проведения ремонтных работ; меньшая подверженность радиационному воздействию, ползучести под напряжением и усадке; более высокая допустимая температура (до 400 °C) и принципиальная возможность отказа от системы охлаждения. Корпуса из предварительно напряженного чугуна значительно проще в монтаже, меньше по габаритам и, по-видимому, обеспечивают большую безопасность АЭС. Проведенные оценки показывают, что и по стоимости они могут оказаться дешевле, чем традиционные корпуса из ПНЖБ, при существенном сокращении срока строительства.

На рис. 5.2 представлен общий вид варианта конструкции корпуса из предварительно напряженного чугуна. Предварительное напряжение в вертикальной и горизонтальной плоскости подобно системе напряжения в корпусе из ПНЖБ — осевые тросы и

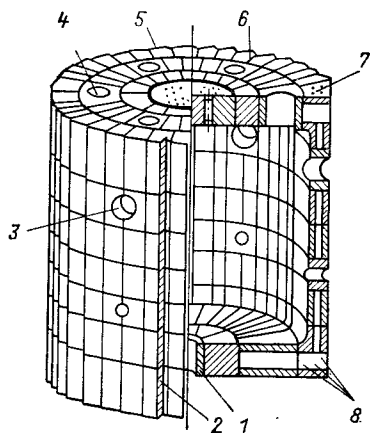


Рис. 5.2. Конструкция корпуса из предварительно напряженного чугуна:

1 — нижняя плита; 2 — каналы для обеспечения предварительного напряжения в горизонтальном направлении; 3 — отверстие для трубопровода газа; 4 — монтажное отверстие для парогенератора; 5 — отверстия для прохода стержней СУЗ; 6 — верхняя плита; 7 — каналы для обеспечения предварительного напряжения в вертикальном направлении; 8 — горизонтальные и вертикальные штифты

круговая навивка в специальных пазах. Соединение отдельных чугунных сегментов производится и в вертикальном, и в горизонтальном направлениях с помощью штифтов, передающих поперечные усилия. Тепловая изоляция корпуса может быть керамическая или стальфольевая. Герметичная оболочка (с теплоизоляцией) крепится к чугунным блокам с помощью штифтов. Следует указать, что в таком корпусе условия работы герметичной оболочки заметно легче, чем в корпусе из ПНЖБ, поскольку коэффициенты линейного расширения и модули упругости стали и чугуна значительно ближе друг к другу, чем стали и железобетона.

В настоящее время разработаны проекты крупных промышленных ВТГР единичной мощностью более 1000 МВт (эл.). Предполагается использование как двухконтурных схем с генерацией перегретого пара во втором контуре, так и прямых одноконтурных газотурбинных схем, что, видимо, представляет более отдаленную перспективу.

Отличительная особенность ВТГР — возможность их использования для производства высокотемпературного технологического тепла. Если удастся повысить температуру теплоносителя на выходе из реактора до 1000—1100 °C, то станет реальным промышленное использование ядерной энергии в металлургии, химической промышленности, производстве новых видов топлива, в первую очередь водорода. Предпосылкой для решения этой проблемы является успешная работа в течение 6 лет реактора AVR, в котором теплоноситель на выходе из реактора имел температуру 950 °C. Отметим, что освоение температур 1000—1100 °C в ВТГР позволит резко поднять КПД генерирования электроэнергии, например в бинарных калий-водных циклах до 55—60 %.

Доказана перспективность использования газового теплоносителя и для реакторов на быстрых нейтронах (см. гл. 6). Газоохлаждаемые реакторы на быстрых нейтронах позволяют существенно повысить коэффициент воспроизводства топлива и снизить время удвоения до практически приемлемого уровня (менее 8 лет) по сравнению с реакторами, охлаждаемыми жидкими металлами. Значительно проще могут быть решены и многие проблемы эксплуатации таких установок.

5.2. РЕАКТОРЫ, ОХЛАЖДАЕМЫЕ УГЛЕКИСЛЫМ ГАЗОМ

5.2.1. Магноксовые реакторы

Как уже говорилось, при выборе типа реактора для первой программы развития ядерной энергетики в Великобритании, а затем и во Франции предпочтение было отдано магноксовым реакторам — корпусным реакторам с теплоносителем CO₂, графитовым замедлителем и топливом — металлическим необогащенным ураном, помещенным в оболочки из магнокса.

Развитие реакторов магноксового типа шло по пути удешевления стоимости производимой электроэнергии и снижения капитальных затрат на строительство. Поэтому каждый последующий реактор имел более высокие параметры теплоносителя (температуру и давление), большую единичную мощность и большую удельную мощность активной зоны. В результате постоянно рос КПД установки, снижались расход энергии на собственные нужды и удельные капиталовложения.

Реакторы магноксового типа можно условно разделить на две группы: в металлических корпусах и в корпусах из ПНЖБ. Реакторы в металлических корпусах строились в Великобритании вплоть до 1966 г. Для них характерно размещение всего оборудования первого контура вне корпуса реактора. Это связано с тем, что при низкой удельной мощности активной зоны, которую способны обеспечить реакторы, работающие на природном уране (порядка 1 МВт/м³), активная зона, а следовательно, и корпус имеют очень большие размеры. Например, на АЭС с реактором данного типа в металлическом корпусе «Сайзуэлл» активная зона

имеет диаметр 13,7 м и высоту 7,92 м. С учетом отражателя и тепловой защиты диаметр сферического корпуса равен примерно 19 м при толщине стенки около 105 мм. Корпус такого размера, естественно, не транспортабелен. Он монтировался на месте строительства АЭС из отдельных стальных сегментов заводского изготовления. Главная монтажная операция здесь — сварка толстостенных листов (80—105 мм). При монтаже корпуса выполнено более 1000 пог. м сложных стыковых швов, качество которых в общем ниже, чем при заводском изготовлении. Было признано, что дальнейшее увеличение единичной мощности реактора и давления теплоносителя в первом контуре, необходимые мероприятия для улучшения экономических показателей АЭС с реакторами в металлическом корпусе, невозможны. Качество сварного корпуса уже не удовлетворяло требованиям ядерной техники. Поэтому начиная с 1966 г. газоохлаждаемые энергетические реакторы в металлических корпусах не строятся.

Компоновка внутрикорпусных устройств реакторов в стальных корпусах выполнена таким образом, что воздействие графитовой кладки активной зоны (массой до 2200 т) и топлива (массой более 320 т естественного урана) через опорную плиту активной зоны передается на поддерживающие колонны, связанные с фундаментом. Корпус реактора воспринимает только нагрузку от давления теплоносителя (до 1,9 МПа). В нижнюю и верхнюю части корпуса вварены патрубки диаметром 1,0—2,0 м для подвода и отвода теплоносителя.

Графитовые блоки кладки активной зоны установлены на опорные втулки нижней опорной плиты реактора. Шаг расположения опорных втулок точно соответствует шагу решетки активной зоны. Призматические графитовые блоки имеют размер под ключ 200—300 мм и высоту около 1 м. В сечении формы блоков самые разнообразные: квадрат, шестигранник, ромб, квадрат со скошенными ребрами, с впадинами и выступами на гранях и т. п. Использование блоков различной конфигурации объясняется стремлением обеспечить термические расширения кладки, прямолинейность осей каналов при монтаже и эксплуатации, необходимую протечку теплоносителя через кладку для ее охлаждения. Сверху над кладкой расположены стальные втулки, связанные с верхней дистанционирующей плитой. Плита выполнена из отдельных сегментов, позволяющих компенсировать осевое и радиальное термическое расширение колонн при разогреве реактора. Снаружи кладка охвачена металлическими бандажными поясами, число которых соответствует числу блоков по высоте в одной колонне (8—10 шт.).

Канал для прохода теплоносителя и размещения твэлов в активной зоне образуется верхней и нижней металлическими втулками и цилиндрическим отверстием в кладке по всей ее высоте. В нижней части канала, в зоне отражателя, установлен металлический опорный конус, в который опирается нижний твэл. Верхняя часть твэла имеет такую же посадочную форму, как и опорный конус. Поэтому унифицированные для данного реактора твэлы

устанавливают в канал один на другой в любой последовательности. В каждом канале расположено 6—8 твэлов. Твэл состоит из топливного сердечника диаметром около 30 мм из необогащенного металлического урана и магниевой оболочки. Общая длина твэла примерно 900 мм. Внешняя поверхность оболочки имеет многозаходные спиральные ребра, служащие для интенсификации теплообмена и увеличения поверхности теплоотдачи. На оболочке обычно имеются также четыре дистанционирующих ребра, описанный диаметр которых соответствует диаметру канала в кладке реактора.

На магниевых реакторах было реализовано несколько схем перегрузки топлива на остановленном и работающем реакторе: загрузка и выгрузка сверху; загрузка сверху; выгрузка снизу под активную зону; загрузка через каналы СУЗ; загрузка через специальные каналы. Во всех случаях необходимы достаточно сложные загрузочные машины в центральном зале реактора. Наиболее удобной оказалась перегрузка топлива через специальные каналы в верхней части корпуса. Такая схема в настоящее время используется во всех реакторах с теплоносителем CO_2 и корпусом из ПНЖБ.

Как отмечалось выше, после 1966 г. все магниевые реакторы строились в корпусах давления из ПНЖБ. Переход на новый тип корпуса позволил существенно поднять давление в первом контуре (до 2,8—3,0 МПа), повысить КПД за счет снижения расходов на собственные нужды, перейти к более удобной в эксплуатации и более безопасной интегральной компоновке оборудования первого контура.

В 1971 г. в Великобритании построена АЭС «Уилфа», состоящая из двух реакторов мощностью 590 МВт (эл.) каждый (рис. 5.3). Это последние реакторы магниевых типа, сооруженные в Великобритании. Активная зона реактора установлена на опорной плите, которая через кольцевую ферму и систему вертикальных опор связана с железобетонным корпусом. Общая масса активной зоны около 4300 т, из них 595 т металлического урана и 3740 т графита-замедлителя. В активной зоне имеется 6150 каналов, в которые загружено 49 200 твэлов. По форме активная зона представляет собой 16-гранную призму диаметром 17,37 м и высотой 9,14 м. Кладка активной зоны обвязана кольцевыми бандажами. Тепловая мощность реактора 1875 МВт, удельная мощность 0,8 МВт/м³, энергонапряженность топлива 3,16 кВт/кг урана.

Вокруг активной зоны размещены блоки парогенераторов. В пространстве между активной зоной и парогенераторами расположена стальная тепловая защита, которая предохраняет теплоноситель второго контура в парогенераторах от активации потоком нейтронов из зоны и снижает радиационное тепловыделение в железобетонном корпусе. Выбрана следующая схема циркуляции теплоносителя в реакторе: из газодувки CO_2 проходит через активную зону снизу вверх, разворачивается на 180° и опускается вниз через парогенераторы на вход в газодувку. Практически вся внут-

ренная поверхность корпуса и нижние несущие конструкции омываются холодным CO_2 температурой 247°C . Проектная температура газа на выходе из активной зоны составляет 414°C . Давление CO_2 в корпусе 2,75 МПа.

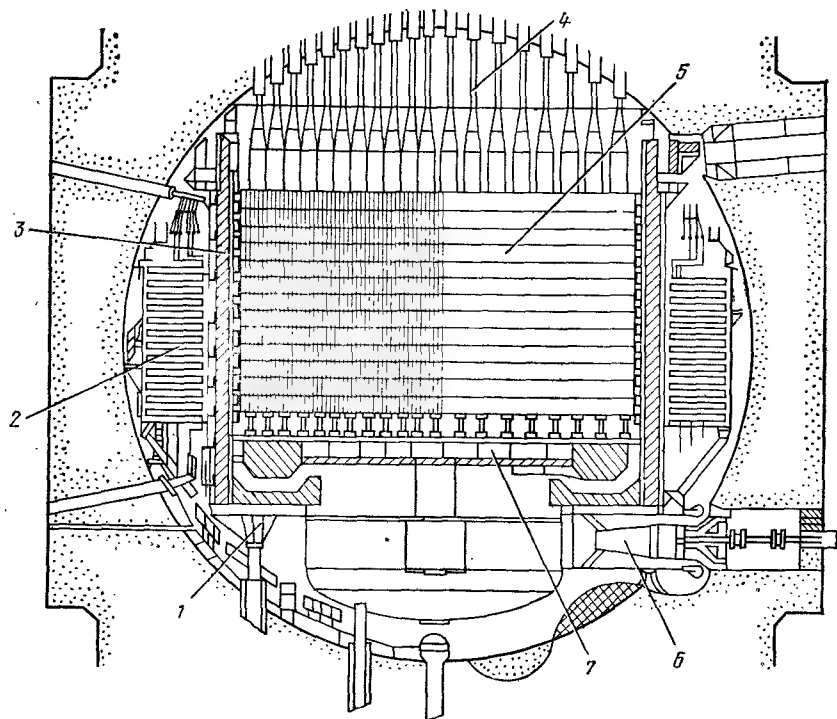


Рис. 5.3. Реактор АЭС «Уилфа»:

1 — опора внутрикорпусных устройств; 2 — парогенератор; 3 — радиационная защита парогенераторов; 4 — каналы для прохода стержней СУЗ и перегрузки топлива; 5 — активная зона; 6 — газодувка; 7 — опорная конструкция кладки

Внутренняя полость корпуса из ПНЖБ по условиям прочности выполнена сферической. Ее диаметр равен примерно 29 м при минимальной толщине стен корпуса 3,3 м. Корпус изнутри облицован стальфольевой теплоизоляцией, которая совместно с системой охлаждения обеспечивает максимальную температуру бетона не выше 45°C .

В верхней части корпуса имеются отверстия для ввода в корпус штанги перегрузочной машины (через одно отверстие перегружают сразу группу в несколько десятков каналов) и более 180 отверстий для размещения приводов системы СУЗ. Для изготовления корпуса необходимо 22000 м^3 бетона. Следует отметить, что корпус из ПНЖБ со сферической внутренней полостью весьма сложен в изготовлении и подобные корпуса больше нигде не сооружались.

Интересно скомпонованы внутрикорпусные устройства французских реакторов магноксового типа. На рис. 5.4 показана схема

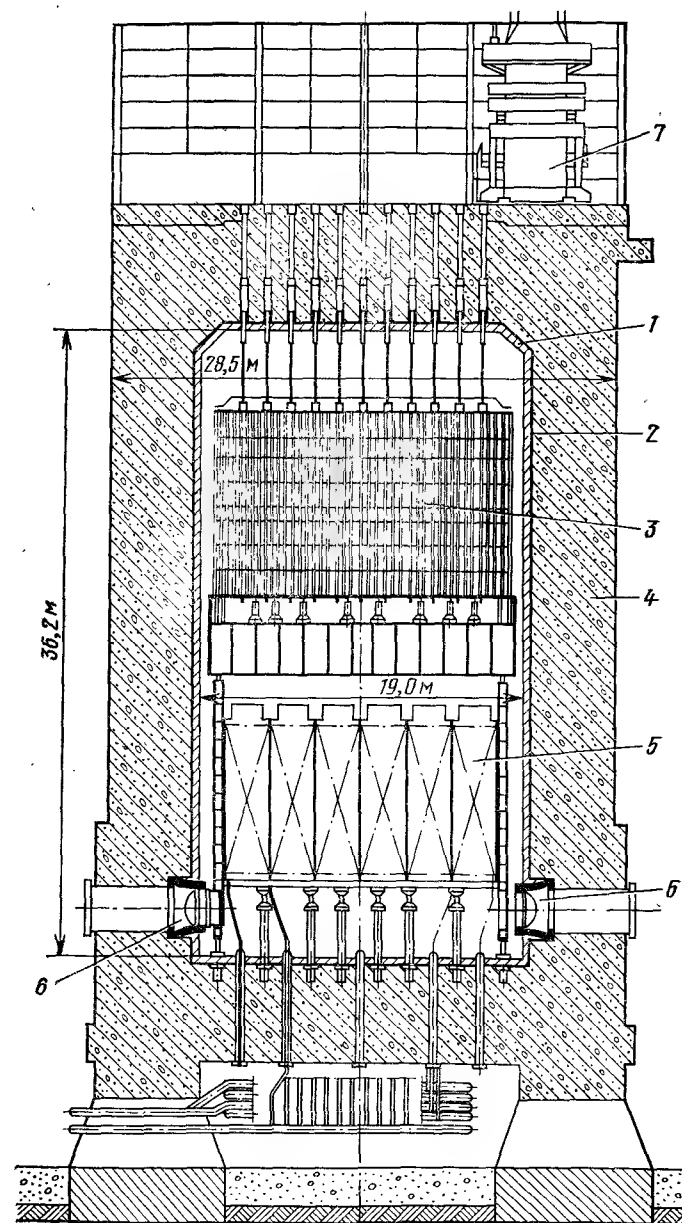


Рис. 5.4. Магноксовый реактор «Бюже-4» (Франция):

1 — теплоизоляция; 2 — герметичная оболочка корпуса; 3 — активная зона; 4 — корпус; 5 — парогенератор; 6 — газодувки; 7 — перегрузочная машина

компоновки реактора АЭС «Бюже» с корпусом из ПНЖБ. Здесь парогенераторы расположены под активной зоной. Холодный теплоноситель после газодувок омывает внутреннюю поверхность корпуса и затем сверху вниз проходит через активную зону в парогенераторы. Главный недостаток этой компоновки — невозможность замены парогенераторов в случае выхода их из строя. Поэтому в корпусе установлено несколько резервных секций парогенераторов, которые будут вводиться в действие по мере необходимости.

К середине 60-х годов стало ясно, что магниоксидные реакторы не могут выдержать конкуренцию с различными типами реакторов с водным теплоносителем, так как не было приемлемых решений для увеличения единичной мощности установок, их КПД, выгорания топлива в реакторе и т. д. при сохранении основной концепции — использовании магниоксидной оболочки твэлов и необогащенного урана в качестве топлива. К тому же выяснилось, что заложенная в проекты максимальная допустимая температура CO_2 на выходе из реактора (414°C) завышена, при такой температуре в условиях активной зоны происходит взаимодействие теплоносителя с оболочками твэлов и конструкционными материалами первого контура. Температура CO_2 на выходе из реактора была снижена до $390\text{--}400^\circ\text{C}$, что понизило КПД генерирования электроэнергии. По указанным причинам было принято решение о прекращении строительства магниоксидных реакторов в Великобритании, а затем и во Франции.

5.2.2. Усовершенствованные газо-графитовые реакторы

Для улучшения технико-экономических показателей реакторов, охлаждаемых CO_2 , было предложено перейти на новый тип твэла — стержневой, в оболочке из нержавеющей стали, с топливом из слабообогащенной двуокиси урана. Предполагалось, что переход на другой тип твэла позволит: 1) существенно повысить температуру CO_2 на выходе из реактора (до 650°C), а следовательно, и КПД установки (до $\sim 41\%$) в двухконтурной паротурбинной схеме; 2) примерно втрое увеличить энергонапряженность активной зоны (до $\sim 2,8 \text{ МВт/м}^3$) и одновременно существенно уменьшить размеры активной зоны; 3) повысить выгорание топлива (до $20\,000 \text{ МВт}\cdot\text{сут/т}$ U против $4000 \text{ МВт}\cdot\text{сут/т}$ U в магниоксидных реакторах). Усложнение и удорожание топливного цикла таких реакторов должно компенсироваться снижением себестоимости производимой электроэнергии и уменьшением капитальных затрат. Первый опытный усовершенствованный газографитовый реактор АGR (так называют и все последующие энергетические установки) мощностью 33 МВт (эл.) был пущен в 1962 г. Температура CO_2 на выходе из активной зоны достигала 575°C . В качестве топлива использована двуокись урана с обогащением $2,5\%$. Оболочки твэлов выполнены из нержавеющей хромоникелевой стали. Ввиду небольших размеров активной зоны (диаметр $4,5 \text{ м}$, высота $4,2 \text{ м}$) реактор имеет металлический корпус.

Опыт эксплуатации реактора АGR оказался успешным, и в Великобритании было принято решение о строительстве пяти АЭС с реакторами такого типа. На каждой АЭС должны работать два реактора АGR мощностью около 660 МВт (эл.) каждый. Остановимся более подробно на конструктивных особенностях реактора АGR АЭС «Данджнесс-Б».

Электрическая мощность реактора АGR «Данджнесс-Б» составляет по проекту 660 МВт , КПД генерирования электроэнергии $41,6\%$. Доля мощности, затрачиваемая на собственные нужды, достигает $8,1\%$. Теплоноситель первого контура — CO_2 давлением $3,36 \text{ МПа}$; температура на входе в активную зону 300°C , на выходе 670°C . Во втором контуре генерируется пар давлением $16,0 \text{ МПа}$, температурой 566°C .

Реактор выполнен по схеме с интегральной компоновкой оборудования в корпусе из ПНЖБ (рис. 5.5). Теплоноситель в пер-

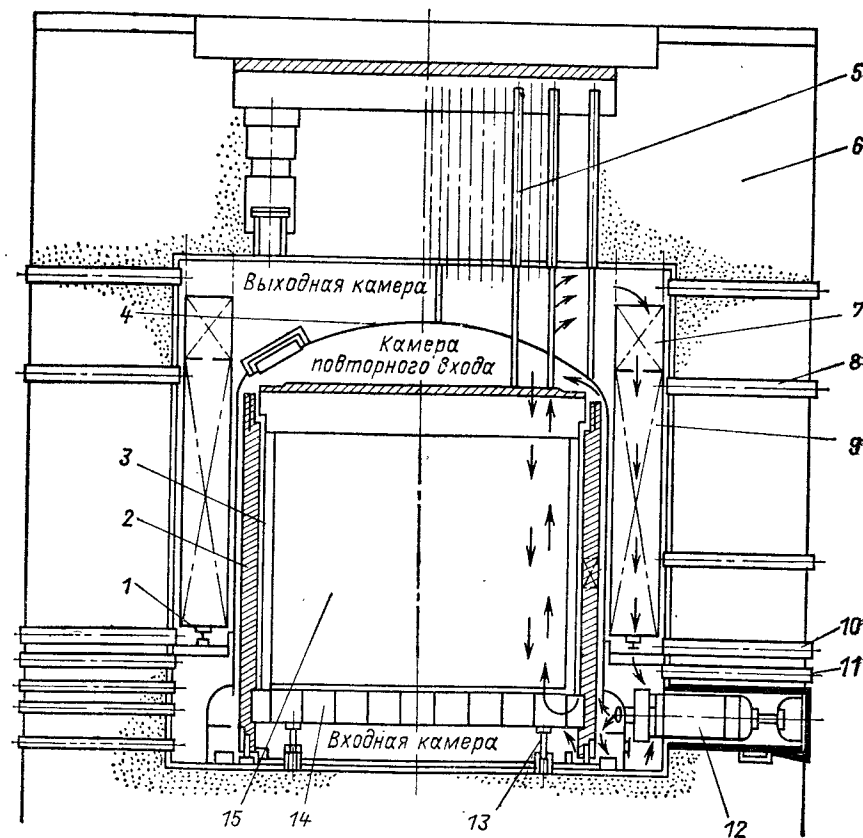


Рис. 5.5. Энергетический реактор АGR АЭС «Данджнесс-Б»:
1 — опора парогенератора; 2 — радиационная защита парогенератора; 3 — бак активной зоны; 4 — газонепроницаемый кожух; 5 — каналы для перегрузки и стержней СУЗ; 6 — корпус из ПНЖБ; 7 — пароперегреватель; 8 — выход пара; 9 — парогенератор; 10 — вход питательной воды; 11 — система аварийного охлаждения парогенератора; 12 — газодувка; 13 — опорная конструкция активной зоны; 14 — активная зона; 15 — опора.

вом контуре движется следующим образом. После газодувки холодный теплоноситель разделяется на два потока: большая часть попадает в пространство под активной зоной и затем снизу вверх проходит через топливные каналы активной зоны, обеспечивая теплосъем; меньшая часть теплоносителя, охлаждая радиационную защиту парогенераторов, попадает в камеру холодного теплоносителя над активной зоной и затем проходит сверху вниз через графитовую кладку, обеспечивая ее охлаждение. В пространстве под активной зоной оба потока смешиваются. Самая верхняя часть внутренней полости корпуса является как бы сборным коллектором горячего теплоносителя, откуда он направляется в парогенераторы (сверху вниз) и затем снова на газодувку.

Активная зона реактора набрана из 64 000 графитовых блоков с общей массой более 1000 т. Для компенсации температурных расширений и организации регулярной системы каналов и отверстий для прохода охлаждающего графитовую кладку теплоносителя приходится использовать блоки весьма сложной конфигурации (рис. 5.6). По условиям работы графита в среде CO_2 максимальная температура не должна превышать 450°C . Центральные отверстия в блоках диаметром 250 мм образуют решетку для размещения топливных каналов с шагом около 400 мм. В режиме равновесной загрузки 412 каналов активной зоны служат для размещения топлива и 53 канала — для размещения органов СУЗ. Диаметр активной зоны 9,58 м, высота 8,29 м.

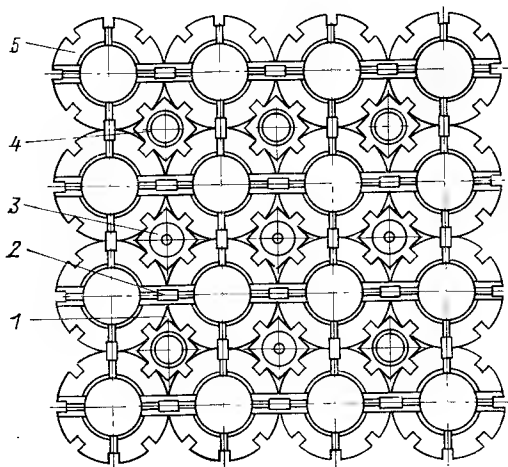


Рис. 5.6. Схема установки графитовых блоков замедлителя в активной зоне АGR (АЭС «Хинкли-Пойнт-Б»):

1 — канал для прохода CO_2 , охлаждающего кладку; 2 — графитовая связующая шпонка; 3 — блок для размещения внутренних детекторов; 4 — блок для размещения стержня СУЗ; 5 — блок для размещения ТВС

В каждый топливный канал последовательно загружается восемь ТВС, представляющих собой графитовую трубу, внутри которой расположен пучок из 36 твэлов, скрепленных в верхней и нижней дистанционирующих решетках на центральном стержне пучка. Длина одной ТВС около 1 м. Поверхность теплообмена в ТВС 18 м^2 , а общая поверхность теплообмена в активной зоне более 7300 м^2 . Твэл стержневого типа набирается из таблеток дву-

окси урана (диаметр таблетки 14,5 мм) в трубке из нержавеющей стали толщиной 0,37 мм. С наружной стороны оболочки имеются ребра. Оболочки твэлов изготовлены из специально разработанной стали, основными компонентами которой являются хром (20 %), никель (25 %) и карбид ниобия (0,5 %). В среде CO_2 в условиях активной зоны оболочки твэлов сохраняют работоспособность до температуры 825°C .

Для выравнивания энерговыделения по радиусу активная зона разбита на две подзоны. Равновесное обогащение во внутренней (центральной) подзоне 2,02 %, во внешней подзоне 2,45 %. Общая загрузка урана в реактор 152 т. Среднее выгорание топлива $18000 \text{ МВт}\cdot\text{сут/т У}$. Энергонапряженность активной зоны $2,4 \text{ МВт/м}^3$. Перегрузка топлива производится на работающем реакторе через отверстия в верхней части бетонного корпуса с помощью перегрузочной машины. Компоновка АЭС выполнена так, что центральный зал является общим для двух реакторов. Поэтому для перегрузки двух реакторов достаточно одной перегрузочной машины.

На последних реакторах АGR (АЭС «Хартлпул», «Хейшем») использована другая компоновка оборудования первого контура в корпусе из ПНЖБ. Парогенераторы и газодувки каждой петли расположены в вертикальных цилиндрических полостях непосредственно в толще стенки корпуса. Такая схема наиболее удобна при эксплуатации, поскольку просто осуществляется замена парогенератора и газодувки в случае выхода их из строя.

Итогом работ по развитию и совершенствованию реакторов АGR явилось создание вполне работоспособной и надежной конструкции энергетического реактора средней мощности $\sim 600 \text{ МВт}$ (эл.). Однако, как отмечалось в § 5.1, не удалось осуществить главную задачу — создать реактор конкурентоспособный с другими современными типами энергетических реакторов, прежде всего с реакторами с водным теплоносителем. В реакторах АGR уже реализованы их предельные, по техническим возможностям, показатели — единичная мощность, КПД, максимальная температура CO_2 , выгорание топлива. К тому же оказались завышенными некоторые параметры (в первую очередь, температура и давление CO_2), от которых зависит поведение материалов первого контура реактора в среде углекислого газа — оболочек твэлов, графита, конструкционных сталей. Это привело к необходимости некоторого снижения проектных характеристик установок, что ухудшило их экономические показатели. Поэтому работы по совершенствованию реакторов АGR в Великобритании сейчас прекращены.

5.3. ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ РЕАКТОРЫ

5.3.1. Реакторы с шаровыми твэлами

Использование шаровых твэлов в ВТГР позволяет получить определенные преимущества, среди которых наиболее важное — возможность непрерывной перегрузки топлива в активной зоне.

В этом случае несложно выводить из зоны отработавшие твэлы и постоянно подпитывать ее свежим топливом. Ввиду огромного числа твэлов, загружаемых в реактор, каждый новый твэл вносит очень маленькую избыточную реактивность, что делает процесс перегрузки совершенно безопасным. При использовании шаровых твэлов избыточная реактивность в начале кампании и в конце ее примерно одинакова. Это, с одной стороны, облегчает процесс управления реактором, а с другой — позволяет упростить органы СУЗ. Исключительно простой становится конструкция активной зоны, образованной графитовым отражателем. И, наконец, в процессе эксплуатации реактора твэлы очень просто заменить новыми, более совершенными, если это выгодно по экономическим, технологическим или иным причинам. Единственным ограничивающим параметром здесь является диаметр шарового твэла, который должен оставаться постоянным.

В реакторе с шаровыми твэлами возможны два способа перегрузки твэлов: первый, когда одни и те же твэлы многократно проходят через активную зону, и второй, когда твэлы проходят через зону только один раз. (В отечественной литературе для обозначения цикла однократного прохождения активной зоны принята аббревиатура ОПАЗ.) Естественно, что в первом случае скорость циркуляции твэлов через реактор значительно выше, чем при однократном прохождении твэла через активную зону. Цикл ОПАЗ более приемлем для твэлов с низко обогащенным топливом. При многократном прохождении твэлов через активную зону достигается равномерное и оптимальное выгорание топлива во всех твэлах. Экономически это, конечно, выгодно, однако в реакторе появляется сложная и разветвленная система циркуляции твэлов (рис. 5.7).

В случае однократного прохождения твэлов необходимая глубина выгорания обеспечивается за один проход, но она не может быть одинаковой для всех твэлов из-за различных траекторий их движения в шаровой засыпке и неравномерности распределения потока нейтронов по ее объему. Полная замена твэлов в активной зоне происходит примерно один раз в 3 года. Главное достоинство цикла ОПАЗ состоит в возможности получения более высокой (на 150—200 °С) температуры гелия на выходе из реактора по сравнению с первым способом перегрузки при постоянной максимальной температуре топлива. Это связано с тем, что при догрузке в верхнюю часть активной зоны «свежего» топлива там наблюдается максимум потока нейтронов и тепловыделения, а теплоотвод обеспечивается «холодным» гелием, проходящим через зону сверху вниз. Тепловыделение в нижней части зоны уже невелико, и отвод тепла от поверхности твэла может быть обеспечен при небольшом перепаде температуры между поверхностью твэла и гелия. Следовательно, на выходе из реактора температура гелия приближается к температуре твэла. Указанный «перекос» потока нейтронов с максимумом в верхней части зоны повышает эффективность органов СУЗ, вводимых в шаровую засыпку сверху вниз: количество

стержней регулирования и глубину их погружения в активную зону можно уменьшить.

В реакторах AVR и THTR используется многократное прохождение твэлов через активную зону, однако во многих перспектив-

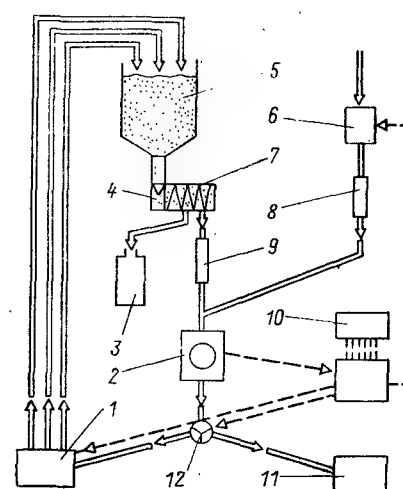


Рис. 5.7. Схема циркуляции шаровых твэлов в ВТГР с засыпной активной зоной:

1 — подъемник твэлов; 2 — устройство для исследования твэлов и измерения выгорания; 3 — емкость для поврежденных твэлов; 4 — накопитель; 5 — активная зона; 6 — устройство подачи твэлов; 7 — шаговый разделитель твэлов; 8, 9 — промежуточные шнеки; 10 — ЭВМ для управления процессом; 11 — устройство для вывода твэлов из контура; 12 — направляющее приспособление

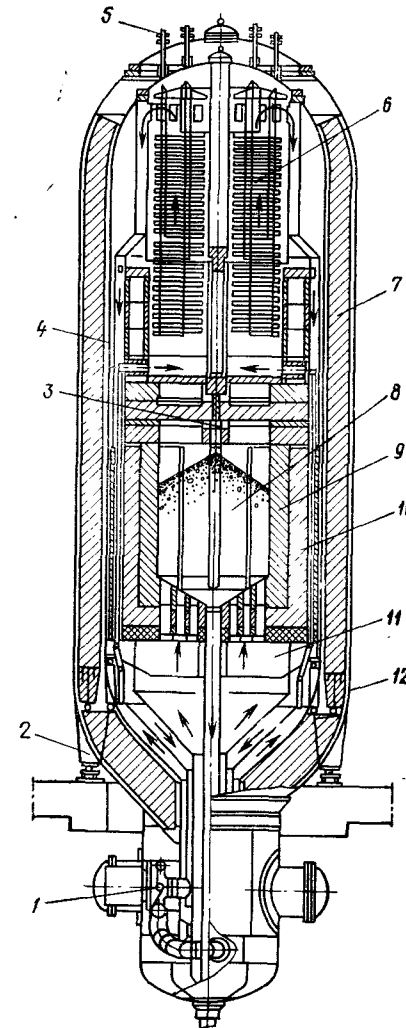


Рис. 5.8. Конструкция реактора AVR:

1 — газодувка; 2 — опора корпуса; 3 — канал загрузки твэлов; 4 — внутренний корпус; 5 — вывод труб парогенератора; 6 — парогенератор; 7 — биологическая защита; 8 — активная зона; 9 — отражатель; 10 — тепловая защита; 11 — опорная конструкция; 12 — наружная оболочка

ных реакторах, особенно в тех, которые являются источниками технологического тепла, для получения максимальной температуры гелия на выходе из реактора, предполагается использовать цикл ОПАЗ.

Высокотемпературный реактор AVR (ФРГ), введенный в эксплуатацию в начале 1968 г., является первым реактором с шаровыми твэлами. Реактор работает в составе небольшой АЭС мощ-

ностью 15 МВт (эл.). Опыт проектирования и эксплуатации этого реактора исключительно важен не только для идеологии ВТГР вообще, но и прежде всего для оценки и обоснования всей концепции реактора с газовым теплоносителем и засыпной активной зоной.

Реактор AVR выполнен по схеме с интегральной компоновкой оборудования первого контура (рис. 5.8), заключенного в двух стальных корпусах. Внутренний корпус заполнен гелием под давлением 0,98 МПа. В этом корпусе размещен первый контур. В пространстве между внутренним и внешним корпусами расположена биологическая защита. Эта полость заполнена запирающим газом, давление которого на 0,05 МПа больше давления в первом контуре. Следовательно, при разгерметизации внутреннего корпуса теплоноситель, загрязненный радиоактивными веществами, не может выйти в окружающую среду. Компоновка всей АЭС выполнена так, что оба корпуса реактора и расположенные за ними вспомогательные системы заключены в общий защитный контейнер, изготовленный из стали.

Активная зона реактора набирается из 100 000 шаровых твэлов диаметром 60 мм, свободно засыпанных в цилиндрическую графитовую шахту. Днище шахты — коническое с углом раскрытия 120°. По внутренней поверхности графитового отражателя сделаны четыре выступа (пилона), расположенные через 90°. Внутри пилонов передвигаются стержни СУЗ.

В реакторе гелиевый теплоноситель циркулирует следующим образом (см. рис. 5.8). В активную зону гелий попадает снизу через регулярную систему радиальных проточек в нижнем коническом отражателе. Проходя вверх через шаровую засыпку, гелий нагревается от 175 до 850 °С и попадает в верхнюю часть корпуса, где расположен блок парогенераторов, состоящий из четырех независимых модулей, каждый из которых может быть отключен. После парогенератора гелий направляется в нижнюю часть внутреннего корпуса, охлаждая корпус и тепловую защиту изнутри по всей поверхности. Под активной зоной расположены две газодувки (одна из них резервная), которые снова направляют гелий через активную зону.

Между графитовым отражателем и тепловой защитой внутреннего корпуса, под активной зоной и в зоне над боковым отражателем установлена теплоизоляция из каменного угля. (Общая масса каменного угля в реакторе достигает 180 т.) Однако такая теплоизоляция при высоких температурах выделяет много окиси углерода и водяного пара. Системой очистки удалено из гелиевого контура до 780 кг воды и 300 кг CO_2 за первый год эксплуатации. Поэтому во всех последующих разработках рекомендуется использовать подобную теплоизоляцию в местах с относительно низкой температурой после предварительной очистки угля.

На реакторе AVR были успешно решены многие проблемы, характерные для ВТГР. С помощью различных конструктивных мероприятий удалось снизить годовую утечку гелия до $\sim 4000 \text{ м}^3$,

что равно примерно одному заполнению контура. Надежно и эффективно работает система очистки гелия от пыли и газовых примесей. Полностью оправдали себя принятые варианты конструкций элементов оборудования первого контура. И, наконец, совершенствование технологии изготовления микротвэлов с многослойными покрытиями привело к снижению на несколько порядков активности гелия в первом контуре и, как следствие, поверхностной активности оборудования. Узлы из холодной области реактора могут быть извлечены без применения специальных защитных контейнеров и экранов. Практика эксплуатации AVR показала, что некоторые меры безопасности (например, двойной корпус реактора) оказались излишними, и в дальнейших разработках от них отказались.

Для выявления некоторых вопросов безопасности реактора были смоделированы достаточно серьезные аварийные ситуации: выход из строя газодувок, заклинивание стержней АЗ, прекращение циркуляции питательной воды и т. д. Во всех аварийных ситуациях системы управления реактора AVR обеспечили безопасную работу ядерной установки. Проведенные исследования позволили поднять температуру газа на выходе из реактора с 850 до 950 °С. Уже несколько лет реактор эксплуатируется в таком режиме, при этом его тепловая мощность повышена с 46 до 55 МВт.

Система перегрузки топлива реактора AVR рассчитана на многократное прохождение твэлов через активную зону. Схема циркуляции твэлов представлена на рис. 5.7. Каждый твэл проходит контроль механической целостности, и в случае повреждения поверхности, изменения размеров и т. п. он выводится из работы. Кроме того, предусмотрен контроль глубины выгорания ядерного топлива. Специальное вычислительное устройство определяет, можно загружать твэл в реактор (и даже в какую зону реактора: центральную или периферийную) или его следует направить на переработку.

Торийевый реактор ТНТН-300. На основе успешного опыта эксплуатации опытного экспериментального реактора AVR с шаровыми твэлами в ФРГ была спроектирована и сооружается полномасштабная энергетическая установка с ВТГР ТНТН-300. Выбранная мощность установки 300 МВт (эл.) позволит провести экстраполяцию результатов на энергетические ВТГР следующего поколения мощностью 1000 МВт (эл.) и более.

Реактор выполнен по схеме с интегральной компоновкой оборудования первого контура в корпусе из ПНЖБ. Толщина стен бетонного корпуса 5 м, диаметр внутренней полости корпуса 15 м, высота 18 м. Парогенераторы размещены в центральной полости корпуса вокруг активной зоны (рис. 5.9).

Давление гелия в первом контуре составляет 4,0 МПа. Температура гелия на входе в реактор 270 °С, на выходе 750 °С. Такая температура на выходе выбрана для обеспечения максимальной надежности работы элементов реактора и парогенераторов в течение длительного времени. Кроме того, при этих параметрах в

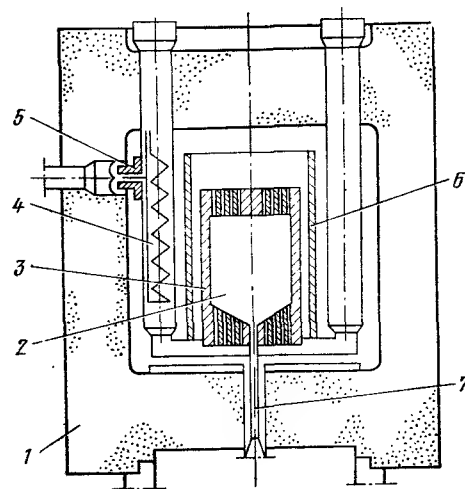


Рис. 5.9. Конструкционная схема реактора THTR:

1 — корпус из ПНЖБ; 2 — активная зона; 3 — отражатель; 4 — парогенератор; 5 — газодувка; 6 — защита парогенератора; 7 — выгрузка твэлов

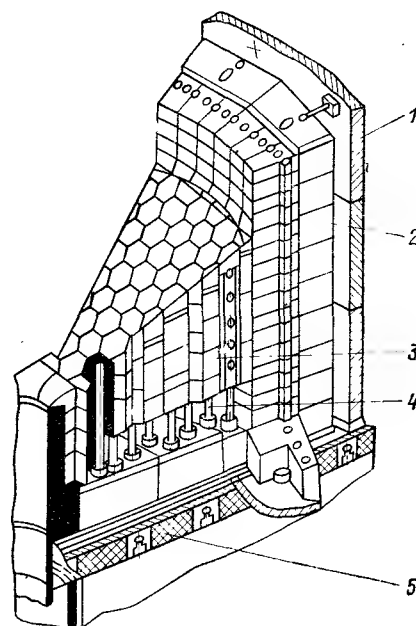
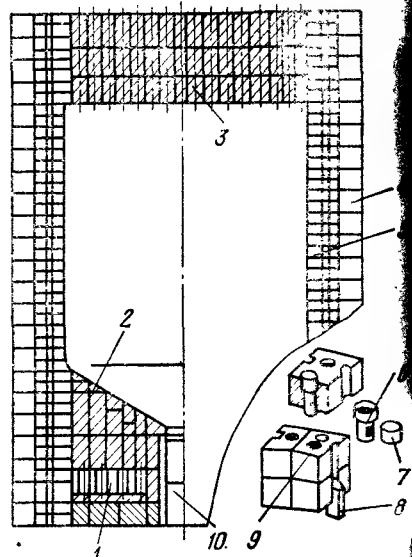


Рис. 5.10. Графитовая кладка THTR-300:

1 — графитовые колонны газосборника; 2 — нижний отражатель; 3 — верхний отражатель; 4 — внешний слой бокового отражателя; 5 — внутренний слой; 6 — втулка канала поглощающего стержня; 7 — штифт; 8 — шпонка; 9 — отверстия в блоке для прохода поглощающего стержня; 10 — канал для выгрузки шаровых твэлов

Рис. 5.11. Устройство нижнего отражателя THTR-300:

1 — боковой тепловой экран; 2 — боковой отражатель; 3 — блоки нижнего отражателя; 4 — колонны газосборника; 5 — теплоизоляция



установке генерируется перегретый пар (давлением 18 МПа, температурой 525 °С), что позволяет получить КПД около 40 %. Средняя энергонапряженность активной зоны 6 МВт/м³. Потери давления в первом контуре составляют 0,12 МПа. Мощность газодувок первого контура примерно 12 МВт.

Активная зона реактора THTR представляет собой свободную засыпку шаровых твэлов диаметром 60 мм. Диаметр активной зоны 5,6 м, средняя высота 5,15 м. В активной зоне одновременно находятся около 700 000 твэлов, что составляет ~95 % общей загрузки топлива. Выгрузка топлива проводится через один канал, расположенный в массиве нижнего отражателя по оси активной зоны. Загрузка свежих и рециркулирующих твэлов производится через несколько загрузочных отверстий в верхней части корпуса через верхний отражатель. Система загрузки при нормальной эксплуатации реактора имеет производительность 200—300 твэл/ч.

В реакторе использован уран-ториевый цикл. В качестве топлива использован высокообогащенный уран с содержанием изотопа ²³⁵U до 98 %. Воспроизводящий материал ²³²Th. Среднее отношение ядер ²³²Th и ²³⁵U в твэле составляет 10:1. В каждом твэле содержится около 1 г ²³⁵U.

В активной зоне выбрана схема движения теплоносителя (гелия) сверху вниз. Достоинство такой схемы — простота конструкции органов СУЗ и верхнего отражателя, работающих при наиболее низкой температуре. Кроме того, в этом случае отсутствует эффект всплытия шаров в активной зоне. Недостаток такой схемы движения гелия — высокая температура в нижней части реактора: нижнем отражателе, сборном коллекторе, опорной решетке. По этой причине все указанные элементы выполнены из графита. Поскольку, как отмечалось выше, активная зона реактора THTR-300 представляет собой свободную засыпку шаровых твэлов, то наиболее ответственным внутрикорпусным элементом является графитовая кладка (рис. 5.10).

Графитовая кладка в THTR-300 выполняет несколько функций: образует полость, заполняемую твэлами, является отражателем нейтронов, тепловой защитой корпуса и парогенераторов. Кроме того, в графитовой кладке образуются каналы для прохода теплоносителя через шаровую засыпку. При разработке конструкции кладки считалось, что ресурс ее работы без ремонта должен быть равен 30 годам. Ввиду сложной формы блоков графита, особенно блоков верхнего и нижнего отражателей, их типоразмеры были ограничены. Предприняты меры для снижения термических напряжений в блоках и исключения напряжений растяжения.

Боковой отражатель разбит на две зоны: внутреннюю и наружную. Общая толщина отражателя 1 м (по 500 мм каждая зона).

Блоки внутренней зоны имеют меньшие размеры, чем наружные (по высоте 250 и 500 мм соответственно), и изготовлены из прочного изотропного графита. Флюенс быстрых нейтронов здесь может достигать $1,3 \cdot 10^{22}$ нейтр./см². Фиксация блоков производится графитовыми шпонками по боковой поверхности. Соединение блоков

в вертикальном направлении осуществляется графитовыми штырями. В каждом втором блоке внутри его пояса имеются каналы для размещения стержней СУЗ. Всего таких каналов в отражателе 36.

Нижний отражатель (рис. 5.11) собирается из шестигранных блоков с размером под ключ 258 мм, которые опираются на цилиндрические колонны диаметром 100 мм. Поскольку пространство между цилиндрическими колоннами является сборным коллектором для горячего газа, то в блоках имеются отверстия для прохода газа в осевом направлении. Цилиндрические колонны в свою очередь опираются на графитовый настил толщиной 250 мм и слой сланца толщиной 500 мм, которые являются нейтронной защитой и теплоизоляцией железобетонного корпуса. Шестигранные блоки образуют коническое днище активной зоны (угол 30° с горизонталью). По оси реактора в нижнем отражателе расположен канал выгрузки твэлов.

Верхний отражатель набирается из шестигранных подвесных колонн. По всей высоте колонны выфрезерованы пазы для прохода гелия в активную зону. Каждые шесть колонн образуют канал для ввода в засыпку стержня СУЗ (всего 42 канала). Графитовые колонны подвешены к бетонному корпусу с помощью стальных стержней и брусьев через промежуточные кольца. В пространстве между верхним отражателем и корпусом расположен торцевой тепловой экран, собираемый из таких же шестигранных элементов в три слоя: чугун, графит и снова чугун.

Боковой тепловой экран изготовлен из чугуна. Его высота 13,75 м, внутренний диаметр 8,2 м, толщина 30 см. Для удобства монтажа экран разделен по высоте на двухметровые кольца, каждое из которых состоит из 12 одинаковых сегментов. Боковой экран и боковой отражатель соединены распорными штырями длиной 300 мм. Штыри нужны для компенсации радиальных перемещений экрана и отражателя из-за термических расширений, перемещения стержней СУЗ, движения шаровых твэлов.

СУЗ реактора НТНТ-300 состоит из 36 стержней, расположенных в боковом отражателе, и 42 стержней, вводимых непосредственно в шаровую засыпку. Наружный диаметр стержней равен 105 мм. Конструкция стержня состоит из двух концентрических стальных труб, между которыми расположены поглотители нейтронов — керамические втулки из B_4C . Головка стержня спрофилирована под диаметр твэла, т. е. под 60 мм. При усилии в несколько тонн стержни достаточно легко внедряются в засыпку, не разрушая твэлы. Максимальная скорость движения стержней аварийной группы 30 см/с. Определение глубины выгорания топлива в твэле производится в специальной критической сборке с небольшой нагрузкой, поскольку выгорание топлива в твэле составляет доли грамма. Система циркуляции топлива, подобная аналогичной системе реактора AVR, имеет производительность до 1000 твэл/ч, что даже больше, чем нужно при нормальной эксплуатации установки.

5.3.2. Реакторы с призматическими стержневыми твэлами

Графитовой матрице с диспергированными в ней топливными частицами при прессовании может быть придана практически любая форма: стержень, трубка, призма и т. п. Проведены и проводятся обширные исследования по поиску формы твэла, которая наилучшим образом отвечала бы специфике ВТГР. Распределение твэлов в виде регулярной системы неподвижных элементов любой формы позволяет выровнять распределение энерговыделения по радиусу реактора, например, путем создания в реакторе зон с различным обогащением топлива, возрастающим от центра к периферии активной зоны. Для получения одинакового подогрева в соответствующих зонах можно ввести гидравлическое профилирование расхода по радиусу реактора. При использовании шаровых твэлов выравнивание энерговыделения и профилирование расхода реализовать практически невозможно. Введение стержней регулирования непосредственно в шаровую засыпку требует больших осевых усилий и уменьшает скорость введения стержней. Этого недостатка нет в ВТГР с призматическими и стержневыми твэлами, где органы СУЗ перемещаются по высоте активной зоны в каналах, заполненных теплоносителем, — это традиционное решение для всех гетерогенных реакторов. Газовая плотность первого контура реактора с шаровыми твэлами обеспечивается значительно сложнее и менее надежно, чем в ВТГР с неподвижными твэлами и ТВС, поскольку непрерывная загрузка и выгрузка шаровых твэлов приводит к постоянной утечке гелия в разветвленном контуре их циркуляции. Наконец, некоторые конструкции призматических и стержневых ТВС могут в принципе обеспечить более высокую температуру теплоносителя на выходе из активной зоны за счет уменьшения толщины структур, в которых расположено ядерное топливо. Отметим, что простота формы шарового твэла не дает ощутимого выигрыша в стоимости (речь, конечно, идет о стоимости активной зоны целиком, а не отдельного твэла). Все изложенное привело к тому, что в большинстве перспективных проработок США, Великобритании, Японии, Франции предпочтение пока отдают призматическим, трубчатым и другой формы твэлам. Даже в ФРГ наряду с разработкой перспективных ВТГР с шаровыми твэлами проводятся серьезные исследования призматических ТВС.

Для первых опытных ВТГР «Драгон» и «Пич-Боттом» были изготовлены стержневые твэлы. В крупных энергетических ВТГР такие твэлы использовать нельзя, поскольку прочность их недостаточна (по высоте активной зоны 6—8 ТВС устанавливаются одна на другую). Поэтому были разработаны прочные конструкции в виде шестигранных призм с размером под ключ 350—600 мм и высотой до 1 м. Их можно разделить на три вида. В реакторе НТНТ (США) топливные стержни равномерно размещены в отдельных каналах в графитовой матрице и не омываются теплоносителем (см. рис. 5.18). В проекте реактора НТР (Великобритания) предлагается использовать стержне-блочную конструкцию ТВС

(рис. 5.12). Здесь топливо расположено в 16—18 отверстиях в графитовом блоке в виде стержней различной конфигурации. Теплоноситель охлаждает непосредственно трубчатый топливный стержень по внутренней и внешней поверхностям. В ФРГ разработан вариант гексагональных монолитных блоков ТВС, в котором топливные зоны впрессовываются в графитовую матрицу. Исследования показали, что они лучше обеспечивают отвод тепла от горю-

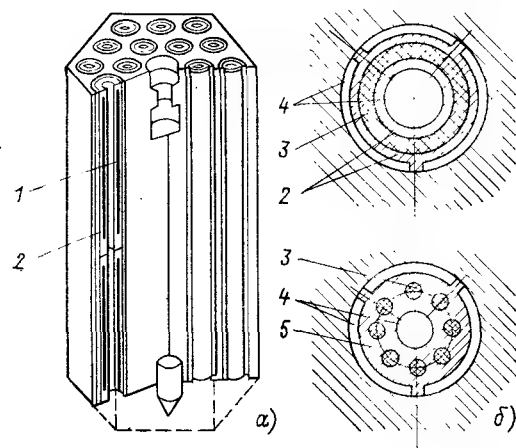


Рис. 5.12. Стержне-блочная ТВС проекта HTR (а) и топливные сердечники (б):

1 — топливный сердечник; 2 — графитовое покрытие; 3 — топливная матрица; 4 — каналы теплоносителя; 5 — графит

чего, чем ТВС реактора HTGR. Однако говорить о преимуществах какого-либо типа ТВС для ВТГР, сравнивая их лишь по одному показателю, некорректно.

Реактор «Драгон». Введенный на полную мощность в 1966 г. ВТГР «Драгон» (Великобритания) успешно работал более 10 лет и в 1975 г. был снят с эксплуатации в связи с выполнением поставленной экспериментальной программы. Тепловая мощность реактора 20 МВт сбрасывалась в атмосферу в специальном воздухоохлаждаемом теплообменнике через промежуточный водяной контур.

Стальной корпус реактора имеет бутылеобразную форму (рис. 5.13), в его нижней части установлена опорная плита активной зоны. На плите расположен двухслойный отражатель, выполненный из графитовых блоков. Активная зона состоит из 37 ТВС, каждая из которых опирается нижней частью на входной ниппель сборного коллектора. По периметру активной зоны на границе с отражателем установлены 24 канала СУЗ. В качестве поглощающего материала использован карбид бора.

Давление гелия в корпусе реактора 1,96 МПа; температура на входе в активную зону 350 °С, на выходе 750 °С. Теплоноситель проходит через активную зону снизу вверх и из общей смешительной камеры по шести выходным коаксиальным трубопроводам поступает в теплообменники. Холодный гелий через газодувки по внешней области коаксиального трубопровода возвращается в

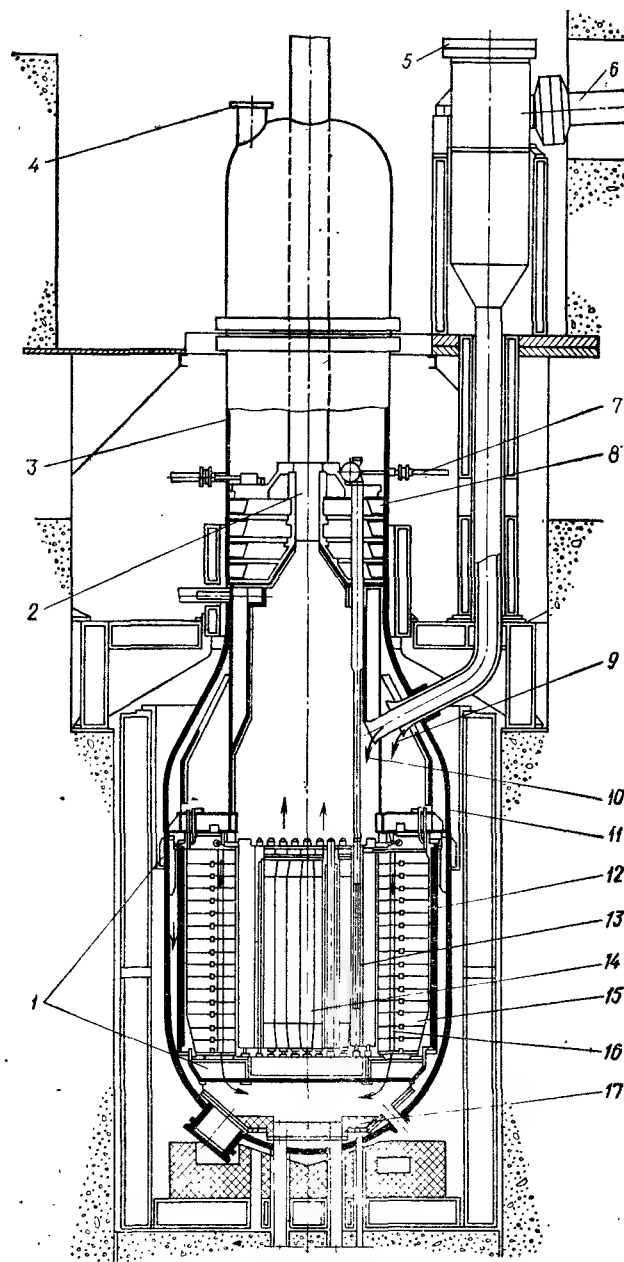


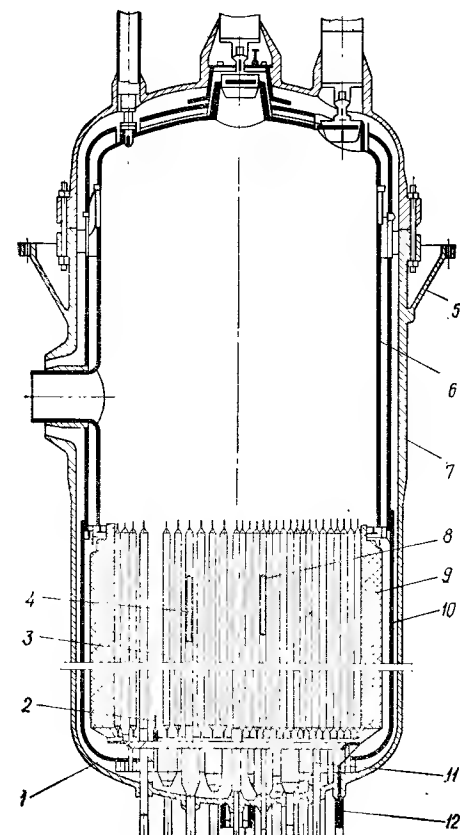
Рис. 5.13. Реактор «Драгон» (Великобритания):

1 — опоры; 2 — люк для ввода механизмов загрузочной машины; 3 — корпус разгрузочной машины; 4 — шлюз для перегрузки топливных кассет; 5 — парогенератор; 6 — газодувка; 7 — привод СУЗ; 8 — верхняя биозащита; 9 — вход газа в реактор; 10 — отвод газа из реактора; 11 — корпус; 12 — тепловая защита; 13 — регулирующий стержень; 14 — активная зона; 15 — отражатель; 16 — канал охлаждения; 17 — графитовая тепловая защита

корпус реактора, проходит вдоль корпуса и через отражатель, разворачивается на 180° и снова направляется в активную зону.

Главными итогами работы опытного ВТГР «Драгон» следует считать накопленный опыт работы реактора с гелиевым теплоносителем, результаты испытаний различных типов микротвэлов и твэлов, создание надежной системы очистки газа и подтверждение предположения о высокой радиационной безопасности реакторов с гелиевым теплоносителем.

«Пич-Боттом». На АЭС «Пич-Боттом» (США) установлен первый ВТГР энергетического назначения (HTGR-1). Полная мощность станции 40 МВт (эл.) была достигнута в 1967 г. В состав оборудования установки входят газодувки, парогенераторы, система очистки гелия, турбогенератор и т. п. — элементы, которые позволяют считать данную установку первой АЭС с ВТГР.



АЭС «Пич-Боттом» выполнена по двухконтурной схеме. Давление теплоносителя в первом контуре 2,4 МПа. Температура гелия на входе в реактор 350°С, на выходе 720°С. Первый контур состоит из двух независимых петель, каждая со своим парогенератором и газодувкой. Во втором контуре генерируется перегретый пар температурой 538°С и давлением 10,2 МПа. КПД нетто составляет 34,6%. Все реакторное оборудование заключено в цилиндрическую стальную оболочку диаметром 33 м и высотой 54 м, заполненную азотом. Материал оболочки — углеродистая сталь, толщина стенки 10—15 мм.

Рис. 5.14. Реактор HTGR-1 АЭС «Пич-Боттом»:
1 — опорная плита зоны; 2 — установочный стержень; 3 — твэл; 4 — стержень АЗ; 5 — опоры корпуса; 6 — изоляция; 7 — корпус; 8 — стержень СУЗ; 9 — отражатель; 10 — тепловая защита; 11 — втулки системы аварийного расхолаживания; 12 — каналы для вывода кабелей датчиков

Конструкция реактора представлена на рис. 5.14. Цилиндрический корпус реактора диаметром 4,2 м и высотой 10,6 м выполнен из углеродистой стали, толщина стенки в цилиндрической части около 65 мм. Гелий попадает в реактор по внешней части коаксиального трубопровода и, омывая всю внутреннюю поверхность кор-

пуса (температура гелия 350°С), из нижней части корпуса поступает в активную зону, проходит ее снизу вверх и после активной зоны (температура 720°С) по внутренней трубе коаксиального трубопровода направляется в парогенераторы. Два потока гелия — «холодный» входящий и «горячий» выходящий — по всей поверхности контакта разделены металлической изоляцией с газовым заполнением.

Активная зона и графитовый отражатель установлены на опорной решетке, жестко связанной с корпусом реактора. Нижней частью твэлы опираются на установочные штыри так, что нет непосредственного контакта твэла и опорной решетки. Этот способ крепления существенно снижает температуру решетки и других элементов конструкции в нижней части реактора. Между боковым отражателем и корпусом находится стальная тепловая защита.

В активной зоне реактора высотой 2,5 м и диаметром 3,1 м расположены 804 твэла (рис. 5.15) цилиндрической формы диаметром 88 мм и длиной 3,6 м, из них 2,5 м занимает топливо, остальное графит — верхний и нижний отражатель. Топливные втулки находятся в графитовой гильзе с небольшой газовой проницаемостью. Небольшая часть потока теплоносителя направляется через внутренний объем твэла для отвода продуктов деления, прошедших через защитные оболочки микротвэлов и графитовую матрицу. В нижней части твэла расположен адсорбер продуктов деления (гранулированный уголь с серебряным покрытием). Концевые графитовые детали твэла образуют верхний и нижний отражатели. Транспортировка твэла при перегрузке происходит путем захвата его за верхнюю часть.

Реактор имеет 36 стержней СУЗ с гидравлическим приводом, вводимых в активную зону снизу — через область наиболее низких температур. Система аварийного расхолаживания состоит из стальных листов с приваренными к ним трубами. Такая система способна при потере теплоносителя или выходе из строя обеих газодувок обеспечить температуру корпуса реактора не более 480°С.

При эксплуатации реактора некоторые твэлы разрушались, что приводило к значительному повышению активности в первом контуре, однако оно не превышало предельно допустимого значения. Было установлено, что выход активности обусловлен разгерметизацией однослойных покрытий микротвэлов, которые интенсивно набухали и разрушались при глубине выгорания 60 000 МВт·сут/т У. На основе опыта эксплуатации в конструкцию реактора и твэлов были внесены изменения. Например, введен отбор газа из внутренней полости восьми твэлов, расположенных в различных местах активной зоны. По этим показаниям можно судить о состоянии покрытий твэлов и выносе продуктов деления. Более высокая (по сравнению с расчетами) температура нижней крышки реактора была снижена при помощи внешнего обдува корпуса азотом. В результате к 1972 г. коэффициент использования мощности на АЭС был доведен до 0,93.

«Форт-Сент-Врейн». Пущенный в эксплуатацию в 1977 г. реактор HTGR АЭС «Форт-Сент-Врейн» (США) мощностью 330 МВт (эл.), так же как и реактор THTR, является полномасштабной прототипной энергетической установкой. Опыт проектирования и строительства этого реактора положен в основу разрабатываемых серийных HTGR мощностью 770 и 1160 МВт (эл.).

Реактор HTGR выполнен по схеме с интегральной компоновкой оборудования первого контура в корпусе из ПНЖБ (рис. 5.16).

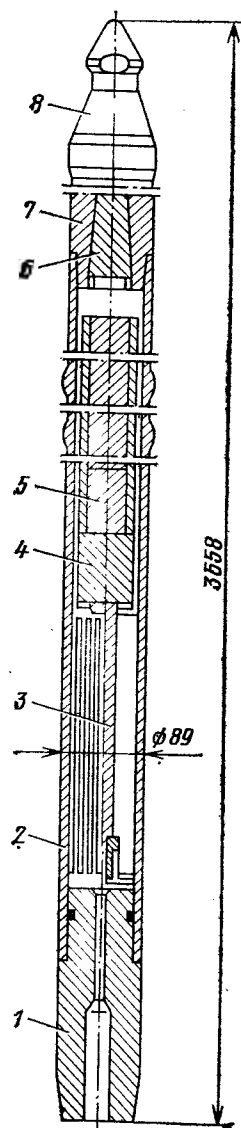


Рис. 5.15. Твэл реактора «Пич-Боттом»:
1 — нижняя концевая деталь; 2 — оболочка; 3 — внутренняя ловушка; 4 — нижний отражатель; 5 — топливо; 6 — поршневая пробка; 7 — верхний отражатель; 8 — верхняя концевая деталь под захват

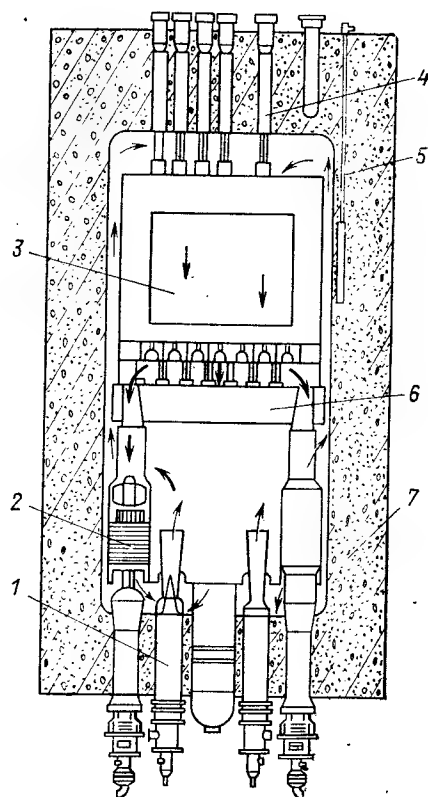


Рис. 5.16. Реактор HTGR АЭС «Форт-Сент-Врейн»:
1 — газодувка; 2 — модуль парогенератора; 3 — активная зона; 4 — каналы для системы СУЗ и перегрузки топлива; 5 — канал для ионизационной камеры; 6 — охлаждаемая опорная конструкция зоны; 7 — корпус реактора из ПНЖБ

Это первый реактор с железобетонным корпусом, построенный в США. Внешняя форма корпуса близка к шестигранной призме. Высота корпуса 35 м, размер под ключ 20,3 м. Внутренняя полость корпуса цилиндрической формы имеет диаметр около 9 м и высоту 22,5 м. Обе крышки корпуса — плоские, толщиной 4,7 м. Компоновка оборудования внутри корпуса выполнена так, что парогенераторы и газодувки размещены под активной зоной. Этим объясняется большая высота корпуса и его внутренней полости.

Давление гелия в первом контуре равно 4,8 МПа. Температура гелия на входе в активную зону 405 °С, на выходе 780 °С. Во вто-

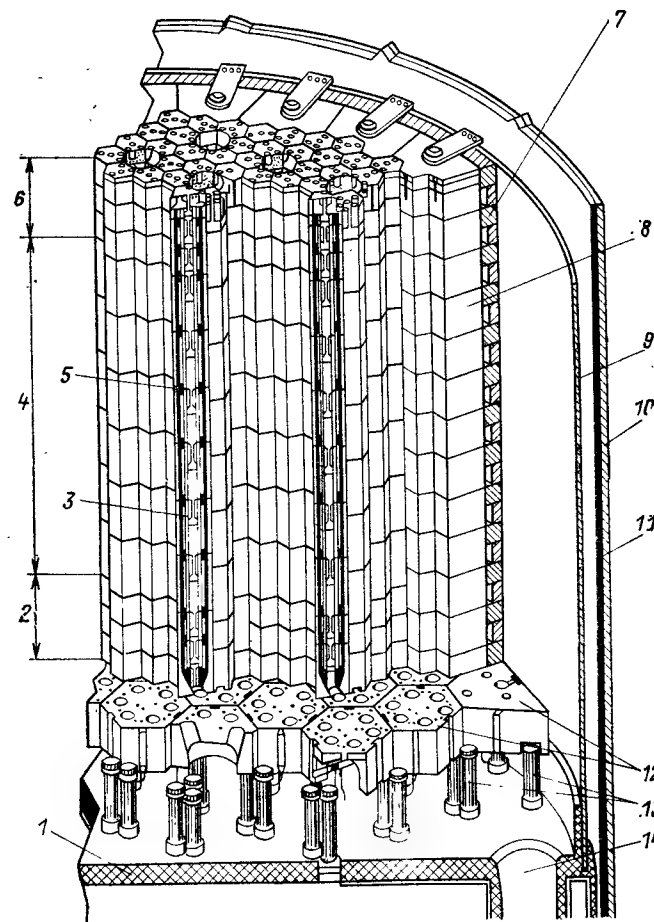
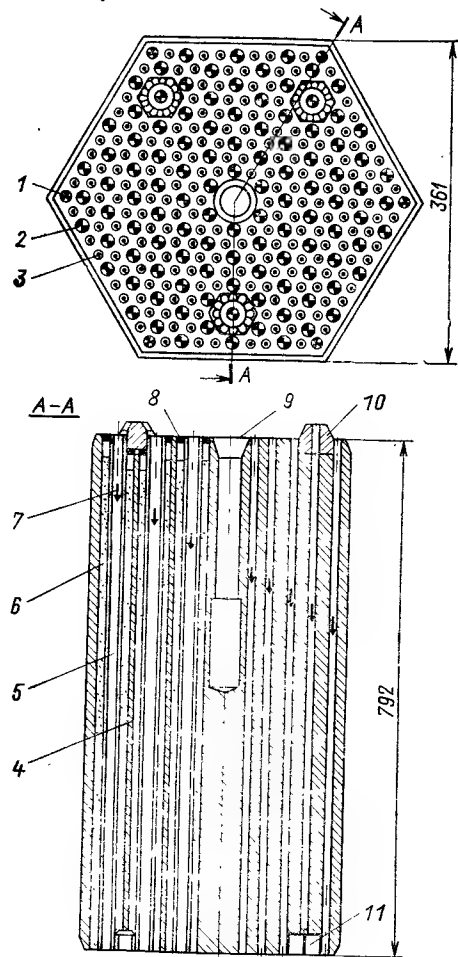


Рис. 5.17. Активная зона HTGR АЭС «Форт-Сент-Врейн»:
1 — керамическая тепловая защита; 2 — нижний отражатель; 3 — технологический канал; 4 — активная зона; 5 — ТВС; 6 — верхний отражатель; 7 — слой борированных блоков; 8 — блок бокового отражателя; 9 — обечайка активной зоны; 10 — герметичная оболочка; 11 — тепловая защита; 12 — блоки нижней плиты; 13 — опора; 14 — входной канал парогенератора

ром контуре установки генерируется перегретый пар температурой 538 °С, давлением 17,6 МПа. КПД установки 39,2 %. Средняя энергонапряженность активной зоны 6,3 МВт/м³.

Схема циркуляции теплоносителя в корпусе реактора следующая. Газодувки подают гелий в пространство под активной зоной — под ее опорное перекрытие. Поток «холодного» гелия направляется вверх вокруг опорного перекрытия через пространство между обечайкой активной зоны и оболочкой корпуса. Затем гелий



поступает в напорную камеру, расположенную непосредственно над активной зоной. Отсюда он направляется сверху вниз через активную зону, где нагревается до 780 °С. Из сборного коллектора под активной зоной гелий поступает в парогенераторы, двигаясь сверху вниз, и затем с помощью газодувок, установленных, как и парогенераторы, вертикально, возвращается в реактор. Весь поток гелия после активной зоны делится поровну между двумя петлями, каждая из которых состоит из одного парогенератора с шестью модулями и двух газодувок. Потери давления в первом контуре составляют около 0,05 МПа.

Активная зона реактора (рис. 5.17) диаметром 5,94 м и высотой 4,7 м состоит из 1482 шестигранных ТВС, объе-

Рис. 5.18. ТВС реактора «Форт-Сент-Врейн»:

1 — канал для теплоносителя; 2 — канал для выгорающего поглотителя; 3 — топливный канал; 4 — топливный слой; 5 — канал теплоносителя; 6 — стержень с выгорающим поглотителем; 7 — поток гелия; 8 — графитовая пробка; 9 — отверстие под захват; 10 — штифт; 11 — гнездо для штифта

диненных в 247 колонн по шесть сборок в колонне. Активная зона окружена графитовым отражателем толщиной 0,9—1,2 м. С внешней стороны отражателя расположена обечайка зоны, играющая также роль тепловой защиты корпуса. Усилие от веса активной зоны передается через опорные блоки на опорное перекрытие. Оно представляет собой водоохлаждаемую конструкцию из стали и бе-

тона, опирающуюся на 12 водоохлаждаемых стальных колонн, передающих усилие на днище железобетонного корпуса. В опорном перекрытии имеется 12 каналов для подвода гелия ко всем модулям двух парогенераторов.

ТВС реактора HTGR (рис. 5.18) представляет собой шестигранный графитовый блок высотой около 800 мм с размером под ключ около 360 мм. В блоке имеются 102 канала диаметром 15 мм для прохода гелия и 210 заглушенных с обоих концов отверстий для размещения ядерного топлива. В HTGR используется уран-ториевый топливный цикл с высокообогащенным (93 %) топливом. Топливо и воспроизводящий материал применяются в виде микротвэлов с двойным и тройным покрытием соответственно. В реактор загружается 870 кг ²³⁵U и 19 500 кг ²³²Th.

Дистанционирование и фиксация блоков осуществляется по трем цилиндрическим пазам и выступам на сопрягаемых торцевых поверхностях блоков. В центре каждого блока по его оси расположено отверстие для захвата блока штангой перегрузочной машины. Часть блоков имеет отверстия (три отверстия на блок) для прохода в зону стержней СУЗ. Всего в реакторе имеется 74 стержня СУЗ, перемещаемых парно от одного привода.

Перегрузка топлива производится на остановленном реакторе 1 раз в год, при этом заменяется 1/6 часть общего числа ТВС в зоне. Перегрузка производится через систему отверстий (37 шт.) в верхней части корпуса. Предусмотрены также проходки и каналы для размещения узлов системы очистки гелия. В нижней части корпуса имеется 16 отверстий большого диаметра, через которые может быть осуществлена замена модулей парогенераторов и газодувок.

Глава 6

РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

6.1. ОСОБЕННОСТИ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Реакторы на быстрых нейтронах в нашей стране начали разрабатываться с 1949 г., когда советский ученый А. И. Лейпунский высказал идею о возможности расширенного воспроизводства топлива. В таких реакторах должно находиться топливо ²³⁵U, ²³³U, ²³⁹Pu, вносящее основной вклад в баланс нейтронов и материал воспроизводства (²³⁸U, ²³²Th), используемый для получения вторичного топлива (²³⁹Pu, ²³³U). Воспроизводящий материал можно размещать внутри активной зоны, разбавляя ее, или снаружи, окружая активную зону и образуя так называемую зону воспроизводства. В действующих в настоящее время реакторах в основном использован второй вариант размещения топлива и воспроизводящего материала.

Высокая энергонапряженность активной зоны реактора и достаточно высокая температура теплоносителя требует использования в реакторах на быстрых нейтронах высокотемпературного топлива. В Советском Союзе используется окисное топливо. Определенные преимущества могут дать карбиды и нитриды урана и плутония, металлическое топливо с легирующими добавками, повышающими его радиационную и температурную стойкость. От материала топ-

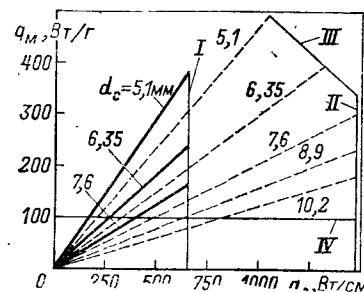


Рис. 6.1. Диапазоны возможных значений параметров для цилиндрических сердечников из окисного (сплошные) и карбидного (пунктир) топлива. Допустимые значения лежат внутри многоугольников, ограниченных линиями $d_c = 5,1$ мм.

I, IV и $d_c = 5,1$ мм, III, II, IV. Линия III — ограничения по напряжениям в оболочке; линия IV получена из условия экономической целесообразности воспроизводства ядерного горючего

лива зависит диапазон допустимых значений параметров. Так, на рис. 6.1 представлена связь между диаметром топливного сердечника d_c , массовой q_m и линейной мощностью $q_L = q_m \rho_T \pi d_c^2 / 4$ (ρ_T — плотность топлива, d_c — диаметр топливного сердечника).

Температурный перепад в топливном сердечнике

$$\Delta T_T = q_m \rho_T d_c^2 / 16 \lambda_T = q_L / 4 \pi \lambda_T,$$

где λ_T — коэффициент теплопроводности топливной композиции, средний в интервале температур ΔT_T .

В связи с более низким коэффициентом теплопроводности предельная q_L для окисного топлива из условия достижения максимально допустимой температуры в центре сердечника (см. рис. 6.1, линия I) существенно меньше предельной q_L карбидного топлива (линия II). Следовательно, для достижения одной и той же массовой мощности q_m диапазон диаметра топливных сердечников из карбидного топлива оказывается большим, что улучшает условия оптимизации конструкции. Например, при $q_m = 200$ Вт/г для карбидного топлива $d_c \leq 9,8$ мм, а для окисного топлива $d_c \leq 7,0$ мм.

К конструкционным материалам реакторов на быстрых нейтронах, особенно элементов активной зоны, наряду с традиционными требованиями технологичности, доступности, высокой коррозионной стойкости в теплоносителе, совместимости с топливом и продуктами деления (для оболочек твэлов) предъявляются повышенные требования высокой пластичности, длительной прочности, низкой скорости ползучести при температуре до 700—850 °C (в области горячих пятен на внутренней поверхности оболочки твэла), хорошей сопротивляемости малоциклового усталости и термическим ударам, связанным с изменением условий охлаждения, высокой радиационной стойкости в потоке быстрых нейтронов. В последнем отношении условия работы конструкционных мате-

риалов реакторов на быстрых нейтронах максимально напряжены: для конструкций активной зоны флюенс составляет до $2 \cdot 10^{23}$ нейтр./см².

В настоящее время еще не разработаны конструкционные материалы, полностью соответствующие комплексу перечисленных требований. Удовлетворительные свойства до температуры 650—720 °C показали аустенитные хромоникелевые нержавеющие стали, умеренно легированные (0X18H9T, 0X16H15M3Б). Эти стали совместимы как с окисным, так и с карбидным топливом, доступны и технологичны. Существенный недостаток нержавеющих сталей — их недостаточная радиационная стойкость, относительно низкая теплопроводность, что приводит к большим термическим напряжениям, особенно при переходных режимах работы. Для температур более 720 °C рассматривается возможность использования деформируемых никелевых сплавов типа инкалой, нимоник, хастеллой. Первые испытания оболочек твэлов из этих материалов прошли успешно. Однако никелевые сплавы существенно дороже аустенитных сталей. Поэтому целесообразно их использовать только в наиболее высокотемпературных элементах активной зоны. Рабочая температура других узлов практически не превышает максимальной температуры теплоносителя, что дает возможность применять для этих узлов более дешевые аустенитные нержавеющие стали.

Один из центральных моментов, в значительной степени определяющих конструкцию реакторов на быстрых нейтронах, — выбор теплоносителя. Теплоноситель реактора на быстрых нейтронах должен слабо замедлять нейтроны, иметь малую наведенную активность, быть радиационно-стойким. Кроме того, он должен удовлетворять таким теплофизическим свойствам, как высокая теплоемкость и теплопроводность, умеренная вязкость, высокая температура кипения при атмосферном давлении, термостойкость. Теплоноситель должен быть совместим с конструкционными материалами, топливом, рабочим телом системы электрогенерирования.

Высокая теплоемкость при прочих равных условиях уменьшает подогрев теплоносителя в активной зоне, т. е. улучшает температурный режим работы конструкции в переходных процессах. Высокая теплопроводность теплоносителя уменьшает перепад между температурой оболочки и среднемассовой температурой теплоносителя, что снижает температуру конструкционных материалов. Умеренная вязкость приводит к высоким числам Re потока при невысокой линейной скорости течения и малых размерах каналов охлаждения. Это увеличивает значение Nu , уменьшает затраты мощности на прокачку теплоносителя, уменьшает скоростной напор теплоносителя и его воздействие на элементы конструкции, снижает опасность вибрации конструкции. Высокая температура кипения позволяет использовать теплоноситель при низком давлении.

На первых этапах разработки реакторов на быстрых нейтронах были исключены из числа возможных теплоносителей вода-

ной пар и углекислый газ, ртуть и литий, калий и эвтектика натрий — калий и выбранный натрий, гелий.

Натрий из всех щелочных металлов обладает наибольшей теплопроводностью, достаточно высокой теплоемкостью, относительно невысокой температурой плавления, высокой температурой кипения. Затраты мощности на прокачку натрия невелики. Среди недостатков натрия можно отметить высокую активацию при прохождении активной зоны; способность замедлять нейтроны, что в случае потери теплоносителя из активной зоны приводит к изменению реактивности реактора; взаимодействие с водой с выделением водорода и большого количества тепла.

Исследования коррозионной стойкости конструкционных материалов в среде натрия показали, что при ограничении содержания примесей, особенно примеси кислорода, до $5 \cdot 10^{-4} \%$ и менее работоспособность конструкций из нержавеющей стали или никелевых сплавов определяется уже не процессами коррозии или массопереноса по контуру, а лимитируется прочностными свойствами материалов и их поведением в условиях реакторных излучений. Скорость натрия в активной зоне ограничена ~ 10 м/с из-за вибрации твэлов и эрозионного износа оболочек. В совокупности с определенным подогревом теплоносителя в активной зоне, лимитируемым циклом преобразования энергии и экономическими соображениями, ограничение скорости теплоносителя приводит к уменьшению максимальной длины твэла. Поэтому очевидно, что с увеличением мощности реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем его активная зона становится более уплотненной.

Гелий — наиболее подходящий газообразный теплоноситель для реактора на быстрых нейтронах. Он обладает достаточно высокими теплофизическими свойствами; термически и радиационно стоек, не активируется под облучением, слабо замедляет нейтроны. Следствием последнего оказывается то, что спектр нейтронов в реакторах на быстрых нейтронах с гелием более жесткий по сравнению со спектром в натриевых реакторах, а КВ увеличивается на 0,1—0,15 при прочих равных условиях. Однако из-за низкой плотности при нормальных условиях гелий необходимо использовать при высоком давлении, чтобы сделать приемлемыми затраты мощности на его циркуляцию.

В качестве теплоносителя реакторов на быстрых нейтронах рассматриваются также диссоциирующие газы, например четырехокись азота. За счет тепловых эффектов реакции диссоциации значительно повышается эффективная теплопроводность и теплоемкость диссоциирующих теплоносителей, увеличивается коэффициент теплоотдачи. Затраты мощности на прокачку четырехоксида азота снижаются в 7—8 раз по сравнению с гелием. Использование диссоциирующего теплоносителя позволяет несколько снизить давление в корпусе реактора. Существенный недостаток этих теплоносителей — высокая токсичность.

В построенных энергетических реакторах на быстрых нейтро-

нах в качестве теплоносителя используется пока только жидкий натрий. Реакторы на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем находятся в стадии проектирования.

6.2. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

6.2.1. Общая характеристика и конструктивные исполнения

Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем имеют трехконтурную систему отвода тепла. Теплоносителем первого и второго контуров является натрий. Давление натрия во втором контуре выбирается несколько большим, чем в первом, что исключает утечки радиоактивного натрия из первого контура во второй. Теплоноситель третьего контура — вода и пар. Теплообмен между теплоносителями контуров осуществляется последовательно в промежуточном (натрий — натрий) теплообменнике и в парогенераторе (натрий — вода). При трехконтурной схеме натрий первого контура, охлаждающий активную зону, отделен от теплоносителя (воды) контура преобразования энергии двумя стенками — поверхностями теплообменника и парогенератора. Это повышает надежность системы, так как при эксплуатации в трехконтурной схеме практически исключается попадание воды в первый контур.

Последнее может привести к химическому взаимодействию воды и натрия, нарушению охлаждения активной зоны при прохождении через нее паровых пробок, коррозионному воздействию продуктов реакции на конструкционные материалы, к разгону реактора из-за смягчения спектра нейтронов.

Попытки отказаться от промежуточного контура и перейти к поверхностям нагрева парогенератора с двойными стенками оказались неудачными из-за усложнения конструкции и снижения ее надежности.

Реакторы на быстрых нейтронах выполняются корпусными. В корпусе размещены активная зона, зона воспроизводства, хранилище системы перегрузки, нейтронная и тепловая защиты и т. п. Корпус выполняет функции удержания теплоносителя, совместно с другими элементами формирует тракты системы охлаждения, используется для размещения приводов механизмов СУЗ и других агрегатов. Конструкция корпуса зависит от принятой компоновки оборудования первого контура. Используют петлевую и интегральную схемы компоновки. В петлевой компоновке теплообменник и циркуляционный насос имеют отдельные корпуса, соединяемые с корпусом реактора трубопроводами. В интегральной компоновке наличие отдельных корпусов необязательно: теплообменник и насос заключены в кожухи, направляющие поток теплоносителя, и помещены в общем с активной зоной корпусе, заполненном натрием.

Возможные схемы включения активной зоны, теплообменника и насоса в тракт теплоносителя при петлевой компоновке натриевого реактора приведены на рис. 6.2. Достоинства схемы рис. 6.2,а — низкая температура корпуса реактора, свободная для размещения системы перегрузки и органов регулирования верхняя

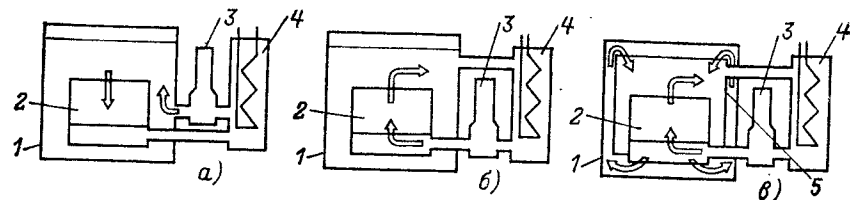


Рис. 6.2. Схемы включения агрегатов и узлов первого контура в тракт теплоносителя при петлевой компоновке натриевого реактора:
1 — корпус реактора; 2 — активная зона; 3 — насос; 4 — промежуточный теплообменник; 5 — направляющий кожух холодного теплоносителя

часть активной зоны. Однако нисходящее течение теплоносителя через активную зону и относительно высокое давление инертного газа (давление натрия над зоной должно обеспечивать преодоление ее гидравлического сопротивления) делают нецелесообразным использование этого варианта. В схеме рис. 6.2,б давление га-

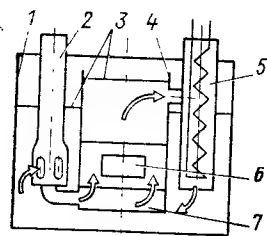


Рис. 6.3. Схема включения агрегатов и узлов первого контура при интегральной компоновке натриевого реактора:
1 — корпус; 2 — насос; 3 — уровень натрия при циркуляции в контуре; 4 — бак горячего натрия; 5 — промежуточный теплообменник; 6 — активная зона; 7 — напорная камера

за ниже. Выбором конструкции поверхности нагрева гидравлическое сопротивление теплообменника может быть сделано малым (около 0,1 МПа), что определяет избыточное давление в газовой подушке. Недостаток этой схемы — контакт высокотемпературного натрия со стенками корпуса может быть устранен охлаждением стенок корпуса холодным натрием (см. рис. 6.2,в).

При интегральной компоновке натриевого реактора используется схема включения оборудования (рис. 6.3), аналогичная схеме рис. 6.2,в с петлевой компоновкой.

Во всех вариантах компоновки оборудования первого контура насос размещен на холодной ветви тракта теплоносителя, благодаря чему уменьшаются затраты мощности на циркуляцию, облегчаются условия работы циркулятора, уменьшается вибрация труб теплообменника, меньше изменяется температура теплоносителя в переходных режимах в результате демпфирующей роли теплообменника. К достоинству такого решения следует отнести также снижение давления в теплообменнике (приблизительно на

0,1 МПа), что позволяет уменьшить давление во втором контуре. Недостатками размещения насоса на холодной ветви в точке с минимальным давлением натрия являются повышение давления в газовой подушке по условиям обеспечения запаса до кавитации и рост поверхности промежуточного теплообменника из-за необходимости снизить его сопротивление по теплоносителю первого контура.

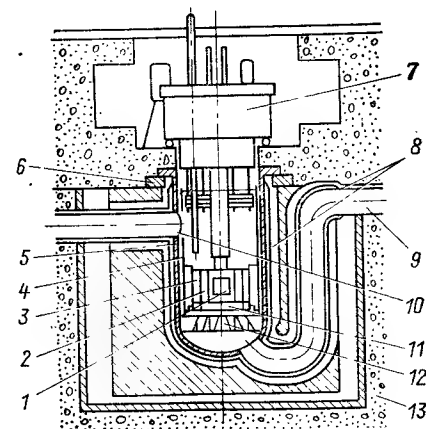
В реакторах с натриевым теплоносителем не нужна большая толщина стенок корпуса, поскольку давление теплоносителя невелико и корпус нагружен главным образом весом теплоносителя. Более того, низкая теплопроводность аустенитных нержавеющей сталей и значительный подогрев теплоносителя в активной зоне, приводящие к высоким термическим напряжениям, требуют создания тонкостенных конструкций со слоистой структурой, которая ослабляет воздействия тепловых ударов.

На корпус действуют нагрузки от закрепленных на нем оборудования, механизмов, трубопроводов. Важнейшая составляющая нагрузки для корпуса реактора с петлевой компоновкой — усилия самокомпенсации термических расширений трубопроводов. Так, в реакторе БН-350 суммарные напряжения в местах их присоединения достигают 120—160 МПа.

Для облегчения условий работы корпуса снижают рабочую температуру материала до температуры натрия на входе в реак-

Рис. 6.4. Схема реактора с петлевой компоновкой оборудования первого контура:

1 — активная зона и зона воспроизводства; 2 — нейтронная защита; 3 — хранилище отработавших ТВС; 4 — тепловая защита; 5 — корпус; 6 — опора корпуса; 7 — крышка корпуса с устройством перегрузки и колонной приводов СУЗ; 8 — защитный кожух; 9 — трубопровод подвода натрия; 10 — трубопровод отвода натрия; 11 — напорная камера; 12 — опорная рама; 13 — бетонная защита



тор, пропуская 1,5—2 % расхода теплоносителя из напорной камеры вдоль корпуса реактора и снижая мощность тепловыделения от поглощаемых излучений в материале корпуса размещением тепловых экранов (тепловая защита). Для уменьшения потока нейтронов и влияния облучения на прочностные характеристики материала корпуса внутри размещают нейтронную защиту.

В корпусе натриевого реактора с петлевой компоновкой первого контура (рис. 6.4) активная зона и зона воспроизводства с напорной камерой, нейтронная защита, хранилище отработавших

твэлов закреплены на опорной конструкции, передающей нагрузку на нижнюю часть корпуса. Тепловая защита прикреплена непосредственно к корпусу реактора. На верхнюю часть корпуса опирается плита с механизмами перегрузки и приводами стержней СУЗ. Нижняя и верхняя части корпуса и расположенные здесь внутрикорпусные элементы защищены от потока нейтронов соответствующим слоем натрия, возможна и установка защитных экранов. Корпус реактора крепится в бетонной шахте аналогично корпусу водо-водяного реактора.

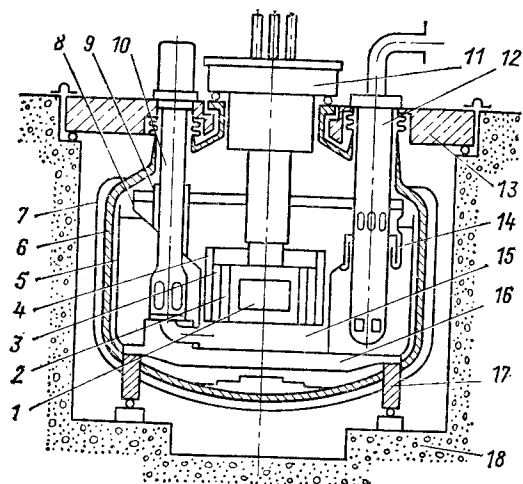


Рис. 6.5. Схема реактора с интегральной компоновкой оборудования первого контура:

1 — активная зона и зона воспроизводства; 2 — нейтронная защита; 3 — хранилище отработавших ТВС; 4 — тепловая защита; 5 — канал охлаждения корпуса; 6 — корпус; 7 — защитный кожух; 8 — полость горячего натрия; 9 — канал циркуляционного насоса; 10 — циркуляционный насос; 11 — механизм перегрузки и колонна приводов СУЗ; 12 — промежуточный теплообменник; 13 — опорная плита; 14 — лабиринтное уплотнение; 15 — напорная камера; 16 — опорная ферма; 17 — опорное кольцо корпуса; 18 — бетонная защита

На выбор формы корпуса реактора влияет конструкция системы перегрузки: диаметр перегрузочной пробки, использование РЗМ или элеватора. Так, применение элеватора может вызвать необходимость увеличения диаметра корпуса, по крайней мере в его верхней части (см. рис. 6.9).

При интегральной компоновке оборудования первого контура реактора большой мощности (рис. 6.5) активная зона и зона воспроизводства реактора также окружены нейтронной защитой и хранилищем отработавших ТВС, а непосредственно за ними внутри корпуса размещены главные циркуляционные насосы первого контура и промежуточные теплообменники. Такое решение позволяет уменьшить потоки нейтронов на теплоноситель второго контура и корпус реактора. Активная зона и циркуляционные насосы установлены на опорной ферме, нагрузка от которой передается на корпус и расположенное в этом же сечении опорное кольцо корпуса. Промежуточные теплообменники подвешены на верхней железобетонной плите и не создают нагрузки на корпус реактора.

В реакторе с интегральной компоновкой можно применить две гидравлические схемы:

1) с автономными теплоотводящими петлями в корпусе по типу петлевых реакторов. В этом варианте часть корпуса с холодным

теплоносителем секционируется радиальными перегородками на отсеки, в каждом из которых установлены насос и теплообменник. Эту гидравлическую схему называют блочной;

2) с включением всех насосов и теплообменников на общие емкости. Такую схему называют коллекторной.

В блочной схеме для отключения одной секции достаточно иметь обратный клапан или систему стопорения ротора насоса. Отключение секции выводит из работы все присоединенное к ней оборудование второго и третьего контуров, как и в петлевом реакторе. В коллекторной схеме кроме обратного клапана необходима задвижка для отключения теплообменника. При выходе из строя циркуляционного насоса коллекторная схема позволяет обеспечить большую тепловую мощность реактора.

Преимущества блочной и коллекторной схем более наглядно проявляются при учете числа турбин. Если на реактор установлена одна турбина, лучше коллекторный вариант. Если тепловая схема строится по принципу петля — турбина, целесообразно применение блочной схемы, дающей экономию арматуры.

Выбор материала, технология изготовления корпуса и тип компоновки оборудования взаимосвязаны. Низкое давление натрия позволяет при современном уровне технологии изготовить металлический корпус достаточно больших (до 20 м в диаметре) размеров, реализовать и петлевую и интегральную компоновки в металлическом корпусе при мощности до 1000 МВт (эл.) и несколько больше. Нет однозначного комплекса требований, позволяющего отдать предпочтение петлевой или интегральной компоновке натриевого реактора. Тем не менее по отдельным параметрам преимущество того или иного типа компоновки проявляется достаточно отчетливо. Большие возможности для повышения температуры теплоносителя дает интегральная компоновка. Лучшей ремонтоспособностью обладает петлевая компоновка. Однако при интегральной компоновке проще обеспечить герметичность контура натрия. Опыт проектирования и технико-экономический анализ показывают, что стоимость установленного киловатта электроэнергии приблизительно одинакова для обоих типов компоновок. Поэтому выбор компоновки определяется имеющимся опытом сооружения и эксплуатации реакторов, производственными возможностями, уровнем техники и т. п.

В реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем используют цилиндрические твэлы, поскольку они наиболее устойчивы к внутреннему давлению и технологичны.

Диаметр топливного сердечника твэла (см. рис. 6.1) менее 8 мм для окисного и 10 мм для карбидного топлива. Поскольку с уменьшением диаметра сердечника существенно возрастает стоимость топливной загрузки реактора (приблизительно пропорционально $d_c^{-1,5}$), при высокой энергонапряженности активной зоны используют сердечник в форме втулки. Это конструктивное решение позволяет снизить температуру на внутренней поверхности топлива

до допустимого значения, увеличить диаметр твэла и направить распухание топлива к центру сердечника.

Диаметр твэла зоны воспроизводства из-за меньшего энерговыделения в ней может быть увеличен. В связи с этим в принципе возможны два варианта ТВС с торцевыми зонами воспроизводства. В одном — по высоте ТВС отдельно размещены твэлы активной зоны и твэлы большего диаметра нижней и верхней торцевых зон воспроизводства; в другом — топливо и воспроизводящий материал торцевых зон воспроизводства размещены в одной оболочке постоянного диаметра. Первый вариант, естественно, приводит к более сложной конструкции ТВС. Кассеты боковой зоны воспроизводства полностью набираются из стержней с большим диаметром.

Твэлы АЗ и стержни зоны воспроизводства охлаждаются натрием, протекающим снизу вверх. Перепад давления теплоносителя между входом и выходом из ТВС вызывает осевые усилия, действующие на сборки. Для предотвращения всплытия ТВС используют различные конструктивные решения.

Наиболее распространено крепление ТВС с применением так называемого гидравлического затвора, с помощью которого создается усилие, направленное в сторону, противоположную движе-

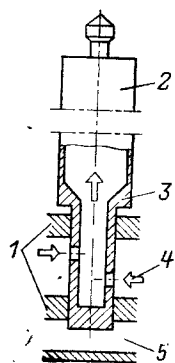


Рис. 6.6. Способ крепления ТВС — гидравлический затвор:

1 — опорные плиты; 2 — ТВС; 3 — хвостовик; 4 — вход теплоносителя (область высокого давления); 5 — область низкого давления теплоносителя

нию теплоносителя. Это достигается подводом теплоносителя перпендикулярно оси сборки и созданием под нижним глухим торцом хвостовика области низкого давления (рис. 6.6). В некоторых конструкциях используются механические фиксаторы хвостовика кассеты, вскрываемые под действием механизма перегрузки.

Под активной зоной и зоной воспроизводства расположен напорный коллектор, в котором закреплены хвостовики ТВС и из которого распределяется поток теплоносителя по ТВС. Напорный коллектор состоит из опорных плит, имеющих гнезда для установки хвостовиков сборки, и соединяющих их обечаек. В большинстве конструкций обечайки образуют камеры высокого и низкого давления теплоносителя, охлаждающего соответственно активную зону и зону воспроизводства.

Напорный коллектор рассчитан на ресурс, равный ресурсу корпуса, поскольку замена коллектора — трудновыполнимая операция. Из высоких требований к соблюдению размеров решетки сборок следует жесткость допусков на соосность, диаметр и шаг отверстий под хвостовики.

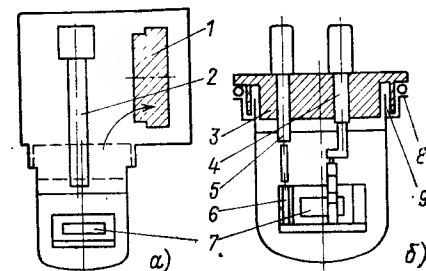
Конструкция реактора на быстрых нейтронах существенно зависит от системы перегрузки. Перегрузка топлива возможна толь-

ко при остановленном реакторе, поэтому должна осуществляться в минимально возможные сроки. Важная особенность процесса перегрузки — необходимость постоянного охлаждения отработавшего топлива ввиду большой остаточной плотности энерговыделения. Исключительно трудно организовать работу перегрузочного механизма, постоянно находящегося под слоем натрия. Поэтому верхняя часть объема корпуса натриевого реактора заполнена инертным газом (аргоном), разделяющим узлы и агрегаты механизма перегрузки от слоя натрия. Следовательно, в реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем механизмы перегрузки расположены над активной зоной.

Различают два основных способа перегрузки: «горячая камера» и «манипулирование под плитой» (рис. 6.7). В каждом из них

Рис. 6.7. Схемы перегрузки по способу «горячая камера» (а) и «манипулирование под плитой» (б):

1 — съемная крышка корпуса; 2 — манипулятор; 3 — поворотная пробка; 4 — консольный механизм перегрузки; 5 — РЗМ; 6 — хранилище отработавших ТВС; 7 — активная зона; 8 — опора поворотной пробки; 9 — жидкостное уплотнение



перегружаемое топливо может оставаться в корпусе реактора для охлаждения в период наиболее сильного остаточного энерговыделения или непосредственно извлекаться из реактора. В последнем случае необходима система отвода остаточного тепловыделения от выгружаемого топлива.

При перегрузке по способу «горячая камера» (рис. 6.7,а) над корпусом реактора сооружается герметичная камера, заполняемая инертным газом. В камере находятся снимаемая при перегрузке герметизирующая корпус плита и манипулятор перегрузки топлива. Конструкция плиты относительно проста. Плита герметизирует корпус и выполняет функции верхней защиты. Если манипулятор приспособлен для непосредственного извлечения топлива из активной зоны, уровень натрия в корпусе при перегрузке может быть понижен. Тогда перегрузка ведется в прозрачной среде, что упрощает контроль операций.

Перегрузку по способу «манипулирование под плитой» осуществляет внутриреакторное устройство, герметично вводимое в корпус, что становится возможным, поскольку давление в газовой полости близко к атмосферному. На рис. 6.7,б показана схема устройства, состоящего из цилиндрической поворотной пробки, вращающейся в опорной плите, и эксцентрически расположенного в пробке консольного механизма перегрузки типа «передающая рука». Применяют перегрузочные устройства с двойными (рис. 6.8)

и тройными цилиндрическими эксцентрически расположенными пробками.

Любой способ перегрузки требует расцепления приводов и исполнительных органов СУЗ. Стержни СУЗ погружены в активную зону и при перегрузке исключена возможность активного внешнего воздействия на реактивность.

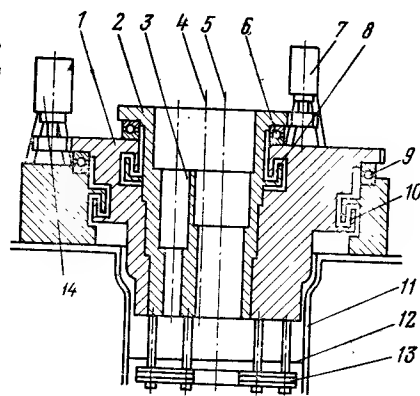


Рис. 6.8. Схема двойной поворотной пробки:

1 — большая поворотная пробка; 2 — малая поворотная пробка; 3 — канал РЗМ; 4 — ось малой пробки; 5 — ось большой пробки; 6 — подшипник малой пробки; 7 — привод малой пробки; 8 — жидкостное уплотнение малой пробки; 9 — подшипник большой пробки; 10 — жидкостное уплотнение большой пробки; 11 — корпус реактора; 12 — уровень натрия; 13 — погружная плита; 14 — привод большой пробки

Конструкция поворотной пробки должна обеспечивать герметизацию корпуса реактора. Для герметизации применяют жидкостные и эластичные уплотнения вращающихся деталей. Материал

Таблица 6.1. Характеристики реакторов на быстрых нейтронах с натриевым

Характеристика	БОР-60 (СССР)	БН-350 (СССР)	БН-600 (СССР)	«Энрико Ферми» (США)
Год пуска	1969	1973	1980	1963
Тепловая мощность, МВт	60	1000	1480	200
Электрическая мощность, МВт	12	350	600	65
Компоновка реактора	Петлевая		Интегральная	Петлевая
Температура натрия на входе, °С	360—480	300	377	288
Температура натрия на выходе, °С	580—600	500	550	427
Топливо	UO ₂	UO ₂ или UO ₂ + PuO ₂		Сплав U + 10% Mo
Число ТВС в активной зоне	258	201	370	91
Число твэлов в ТВС	37	(169) 127	127	140
Наружный диаметр твэла, мм	6	(6,1) 6,9	6,9	4,01
Толщина оболочки твэла, мм	0,3	0,4	0,4	0,125
Средняя энергонапряженность активной зоны, МВт/м³	800	500	550	480

жидкостных уплотнений — сплавы с низкой температурой плавления, например сплав висмута с оловом. Перед началом перегрузки сплав, находящийся в твердом или полужидком состоянии, расплавляют электронагревом. Материал эластичных уплотнений — синтетический каучук или тефлон. Для большей гарантии герметичности жидкое и эластичное уплотнения дублируются.

Поворотная плита используется как опорная конструкция для верхнего защитного экрана и приводов регулирующих стержней. Вывод через плиту большого числа подвижных и неподвижных элементов (приводов, кабелей системы контроля) требует создания надежных уплотнений, предотвращающих утечку радиоактивного газа.

Значительные сложности при конструировании плиты вызывает учет возникающих в ней термических напряжений. Элементы плиты нагреваются под действием теплоносителя и реакторных излучений. Внутренние элементы плиты имеют температуру 400—500 °С, в то время как расположенные на наружной поверхности 20—100 °С. Охлаждение внутренних элементов плиты для уменьшения термических напряжений нецелесообразно, так как создает опасность осаждения паров натрия и проникновения его в зазоры уплотнений. Последнее затрудняет или нарушает выполнение операций перегрузки и регулирования. Необходимо стремиться к одномерному распределению температуры в плите, поскольку неоднородность термических расширений в различных точках по ра-

теплоносителем

«Клифф-Ривер» (США)	«Фенкс» (Франция)	«Супер-Фенкс» (Франция)	PFR (Великобритания)	SNR-300 (ФРГ)	«Моидзю» (Япония)
Строится 975 350	1973 563 250	Строится 3000 1200	1974 600 250	Строится 762 327	Строится 714 300
Интегральная				Петлевая	Петлевая
338	400	395	400	377	390
535	560	545	560	546	540
UO ₂ + PuO ₂					
198	103	364	78	205	198
217	217	271	325	(166) 96	169
—	6,6	8,65	5,84	(6,0) 7,6	6,5
—	0,4	—	0,38	0,38	0,45
—	430	300	400	400	300

диусу и азимуту плиты вызывает перекосы втулок органов регулирования и механизмов перегрузки.

6.2.2. Конструкции реакторов

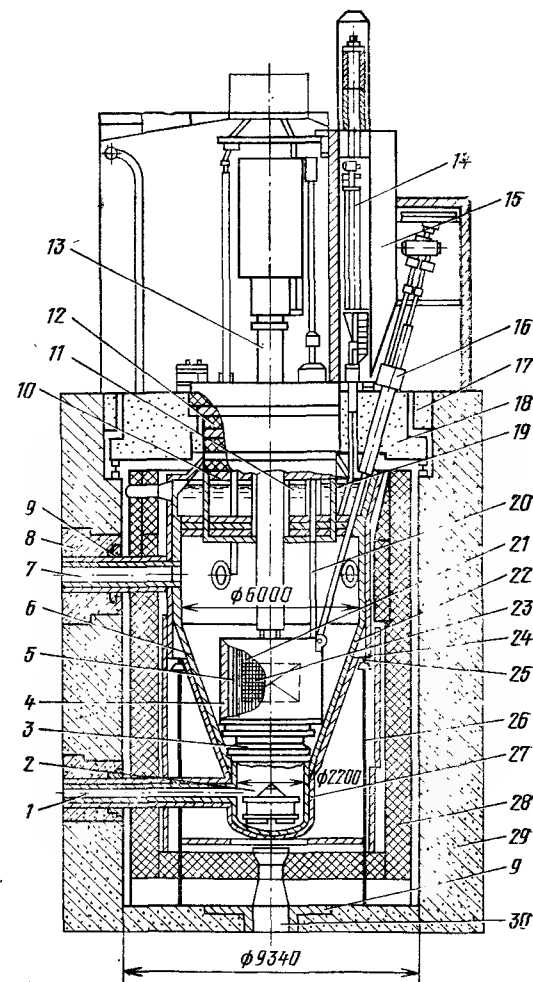
Реактор БН-350. Опытная промышленная АЭС с реактором БН-350 (табл. 6.1) сооружена в г. Шевченко. АЭС имеет электрическую мощность (эквивалентную) — 350 МВт, из которых 150 МВт выдается потребителям именно в виде электроэнергии, а остальная часть (200 МВт) предназначена для опреснения соленой морской воды из Каспийского моря и получения 120 000 т пресной воды в сутки. Первый контур охлаждения образуют шесть параллельных петель. Натрий первого контура, проходя активную зону, нагревается с 300 до 500 °С и отдает тепло в промежуточных теплообменниках натрию второго контура, температура которого на входе в теплообменник равна 273 °С, а на выходе 453 °С. Второй контур состоит из шести автономных петель. В первом и втором контурах одна из каждой шести петель является резервной. Парогенераторы, состоящие из двух секций испарителя и двух секций пароперегревателя, обеспечивают паром с параметрами $T=440$ °С и $p=5,0$ МПа три турбогенератора мощностью 50 МВт каждый. После турбин пар под давлением 0,6 МПа поступает в опреснительные установки, откуда конденсат при температуре около 100 °С направляется в деаэрактор, а затем питательным насосом подается в подогреватель и парогенератор.

Корпус реактора и компоновка внутрикорпусных устройств. Реактор БН-350 выполнен с раздельным размещением оборудования, т. е. по петлевой схеме (рис. 6.9). Корпус реактора представляет собой сосуд с различным по высоте диаметром; наибольший диаметр равен 6,0 м, высота корпуса 13,0 м, толщина стенки 30 мм. В средней части корпуса, так называемом опорном поясе, имеется фланец, через который усилие передается на роликовые опоры, установленные на сварную металлоконструкцию. Нижняя часть корпуса (диаметр 2,2 м, толщина стенки 40 мм) образует напорную камеру. К ней крепится напорный коллектор, на котором смонтированы активная зона, зона воспроизводства, внутреннее хранилище отработавших сборок, нейтронная защита. Коллектор состоит из двух горизонтальных плит, соединенных между собой двумя обечайками (внутренней и периферийной) и дроссельными втулками. Объем, ограниченный внутренней обечайкой, является коллектором высокого давления, который питает теплоносителем сборки активной зоны и наиболее теплонапряженные сборки боковой зоны воспроизводства (первые два ряда). Объем, заключенный между внутренней и периферийной обечайками, является коллектором низкого давления. Из коллектора высокого давления натрий через дроссельные устройства поступает в коллектор низкого давления и оттуда подается на охлаждение остальных сборок боковой зоны воспроизводства и хранилища. На

верхней части корпуса установлены две поворотные пробки, обеспечивающие наведение механизма перегрузки. Газовая полость над уровнем натрия в корпусе реактора заполнена аргоном под давлением 0,19 МПа. С внутренней стороны корпус имеет тепловую защиту из листов нержавеющей стали (общая толщина 75 мм), а снаружи окружен защитным кожухом толщиной 10 мм во избежание утечки натрия при разгерметизации корпуса.

Рис. 6.9. Вертикальный разрез реактора БН-350:

1 — вход натрия; 2 — напорная камера; 3 — напорный коллектор; 4 — внутренняя нейтронная защита; 5 — хранилище отработавших кассет; 6 — корпус реактора; 7 — выход натрия; 8 — борированный бетон; 9 — стальная защита; 10 — большая поворотная пробка; 11 — малая поворотная пробка; 12 — защита из стали и графита; 13 — центральная колонна с механизмами СУЗ; 14 — механизм передачи кассет; 15 — перегрузочный бокс; 16 — элеватор; 17 — защитная пробка; 18 — верхняя неподвижная защита; 19 — уровень натрия; 20 — механизм перегрузки; 21 — зона воспроизводства; 22 — тепловая защита; 23 — активная зона; 24 — фланец опорного пояса; 25 — роликовые опоры; 26 — опорная сварная металлоконструкция; 27 — защитный кожух; 28 — защита из железорудного концентрата; 29 — бетонная защита; 30 — газопровод охлаждения шахты реактора



Активная зона, зона воспроизводства. Активная зона реактора диаметром 1,5 м и высотой 1,06 м набрана из 201 шестигранной ТВС с топливом из двуокиси обогащенного урана и воспроизводящим материалом, образующим верхнюю и нижнюю торцевые зоны воспроизводства (высотой по 0,6 м). Активная зона окружена боковой зоной воспроизводства высотой 2,1 м, толщиной

0,45 м, набранной из 440 ТВС таких же размеров, что и ТВС активной зоны. За боковой зоной воспроизводства расположено внутреннее хранилище выгоревших ТВС активной зоны, рассчитанное на возможность расхолаживания 41 ТВС в период между перегрузками. Далее в радиальном направлении следует нейтронная защита толщиной 200 мм, набранная из шестигранных стальных болванок. 12 ячеек активной зоны заняты органами управления реактором.

Шестигранная ТВС активной зоны содержит 169 твэлов с топливом, расположенных с шагом 6,95 мм. С обоих торцов ТВС установлено по 37 твэлов диаметром 12 мм и толщиной оболочки 0,4 мм, содержащих двуокись обедненного урана и образующих нижнюю и верхнюю торцевые зоны воспроизводства. Дистанционирование твэлов в пучке осуществляется навитой проволокой. Пристеночные твэлы дистанционируются лентой эллиптического сечения, что позволяет значительно снизить температурную неравномерность по периметру этих твэлов.

Сборки боковой зоны воспроизводства содержат по 37 твэлов диаметром 14,2 мм и высотой 2400 мм из двуокиси обедненного урана. Оболочки этих твэлов имеют толщину 0,5 мм. Дистанционирование осуществляется тремя спиральными ребрами, расположенными на оболочке твэла.

Система управления и защиты. СУЗ реактора БН-350 содержит 12 стержней: два борных стержня автоматического регулирования (АР); три борных стержня АЗ; один борный стержень для компенсации температурного и мощностного эффектов реактивности и шесть компенсирующих кассет для компенсации потери реактивности при выгорании. В борных стержнях использован карбид бора, обогащенный до 60 % по нуклиду ^{10}B . Компенсирующие кассеты состоят из двух частей: поглощающей — из окиси обедненного урана и топливной — из твэлов активной зоны.

Реактор БН-600. Атомная энергетическая установка с реактором на быстрых нейтронах БН-600 тепловой мощностью 1480 МВт вступила в строй на Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова в 1980 г. Натрий первого контура, проходя активную зону, нагревается с 377 до 550 °С и отдает тепло в промежуточных теплообменниках натрию второго контура, температура которого изменяется с 322 °С на входе в теплообменники до 520 °С на выходе из них. Передача тепла от натрия второго контура к воде для производства пара в парогенераторах осуществляется по трем автономным петлям второго контура. Три парогенератора обеспечивают паром (давление 14,0 МПа и температура 505 °С) три серийных турбогенератора мощностью 200 МВт (эл.) каждый.

Корпус реактора и компоновка внутрикорпусных устройств. Реактор БН-600 выполнен по интегральной схеме (рис. 6.10). Корпус реактора представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим днищем и конической верхней частью. Цилиндрическая часть корпуса соединена с эллиптическим днищем с помощью сварки через опорное кольцо. На кольцо уста-

новлена металлоконструкция коробчатого типа — опорный пояс, на котором крепится основное оборудование первого контура: напорная камера со смонтированными на ней активной зоной, зоной воспроизводства, хранилищем, внутрикорпусная нейтронная защита, промежуточные теплообменники и циркуляционные насосы первого контура. Вес корпуса и всего размещенного в нем оборудования через опорное кольцо передается на катковые опоры, закрепленные в фундаменте. Опорный пояс — основная силовая конструкция внутри корпуса — имеет систему радиальных ребер, которые образуют в нижней части корпуса три сливные камеры. Корпус реактора заключен в защитный кожух. Пространство, заключенное между ними, используется при разогреве корпуса газом перед заполнением его натрием. Внутрикорпусная нейтронная защита, размещенная на опорном поясе, состоит из цилиндрических стальных экранов, стальных болванок и труб с графитовым наполнителем.

В верхней конической части корпуса реактора имеется шесть отверстий для установки шести промежуточных теплообменников и три отверстия для прохода опорных кессонных обечайек, на которые устанавливаются три насоса первого контура. Компенсация разности тепловых расширений между этими обечайками и стаканами для теплообменников, с одной стороны, и корпусом и страховочным кожухом — с другой, осуществляется сильфонными компенсаторами. Кроме того, верхняя коническая часть корпуса служит опорой для поворотных пробок, с помощью которых наводится механизм перегрузки. Герметичность установки пробок на коническую часть корпуса обеспечивается замерзающим уплотнением из сплава олово — висмут. Внутренний объем поворотных пробок заполнен слоями стали и графита, поэтому одновременно они служат биологической защитой. Все газовые полости над уровнем натрия в корпусе реактора и в насосах заполнены аргоном под давлением 0,14 МПа и соединены между собой.

Теплоноситель внутри корпуса циркулирует следующим образом. От каждого из трех циркуляционных насосов по двум напорным трубопроводам (диаметр 630 мм, толщина стенок 13 мм) натрий поступает в напорную камеру, откуда основная его часть идет снизу вверх на охлаждение ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства. Другая часть потока «холодного» натрия направляется на охлаждение корпуса реактора, хранилища отработавших ТВС, внутрикорпусной нейтронной защиты. Нагретый натрий через проход в нейтронной защите поступает в шесть промежуточных теплообменников, где опускается по межтрубному пространству, отдавая тепло натрию второго контура, протекающему по трубам вверх. После теплообменников натрий первого контура попадает в три сливные камеры, каждая из которых объединяет выходы из двух теплообменников и соединена со всасывающей линией одного из трех насосов. Таким образом, движение теплоносителя первого контура разделено на три параллельных потока, к каждому из которых относятся два теплообменника, сливная камера и циркуляционный насос с напорным трубопроводом.

Активная зона и зона воспроизводства. Активная зона (диаметр 2,05 м, высота 0,75 м) и зона воспроизводства (толщина 0,4 м) установлены на напорной камере и набраны из шестигранных кассет с размером под ключ 96 мм и с шагом 98 мм. Активная зона состоит из 370 кассет с ядерным топливом и воспроизводящим материалом, образующим торцевые зоны воспроизводства, 26 стержней системы СУЗ и одной кассеты с фото-нейтронным источником. Выравнивание тепловыделения по радиусу активной зоны осуществляется загрузкой кассет с различным обогащением горючего (21,0 и 29,4 %): 162 периферийные кассеты активной зоны образуют зону большого обогащения, остальные входят в центральную зону малого обогащения. Активная зона по периметру окружена боковой зоной воспроизводства, состоящей из сборок, заполненных двуокисью обедненного урана.

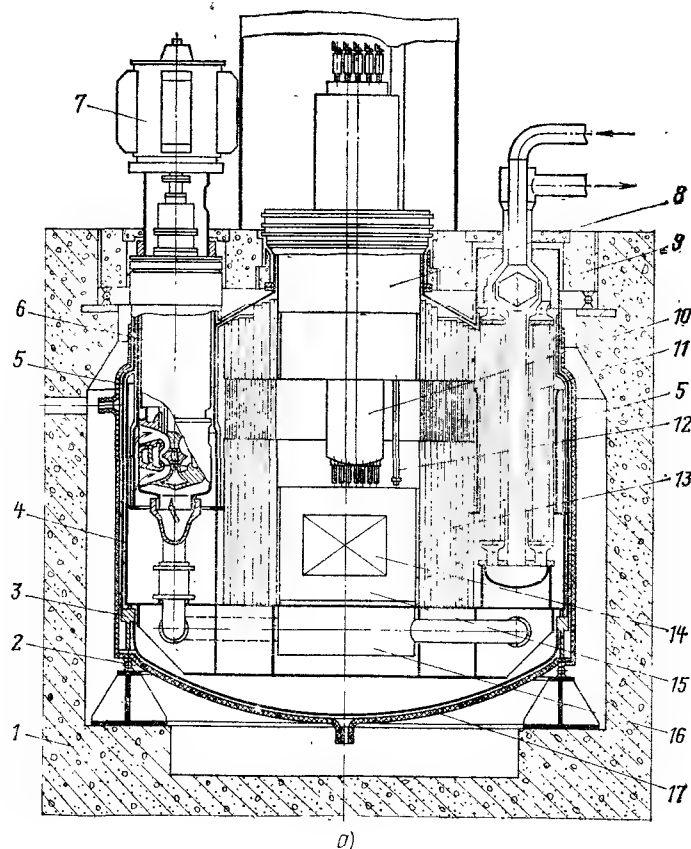


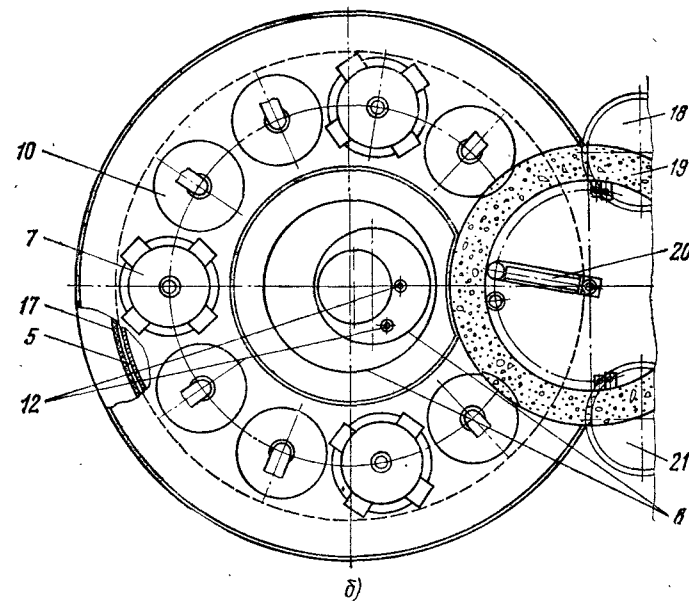
Рис. 6.10. Вертикальный разрез (а) и поперечное сечение (б) реактора: 1 — фундамент; 2 — катковые опоры; 3 — опорное кольцо; 4 — опорный пояс; 5 — корпус; верхняя неподвижная защита; 10 — центральная колонна с механизмами СУЗ; 11 — про- активная зона; 15 — зона воспроизводства; 16 — напорная камера; 17 — защитный кожух; 18 — теплоизоляция; 19 — барабан отработавших кассет; 20 — барабан свежих кассет; 21 — механизм передачи кассет

За этой зоной воспроизводства расположено внутреннее хранилище кассет на 126 ячеек, которое предназначено для расхолаживания кассет, извлеченных из активной зоны, перед их выгрузкой из реактора.

Кассеты активной зоны содержат 127 твэлов, расположенных по треугольной решетке с шагом 7,95 мм. Дистанционирование твэлов осуществляется с помощью проволоки, навиваемой на оболочку. Пристеночные твэлы дистанционируются лентой эллипсного сечения.

Кассета боковой зоны воспроизводства содержит 37 твэлов. Наружный диаметр оболочки этих твэлов равен 14,2 мм, толщина — 0,4 мм. Оболочка выполнена в виде трехреберной трубки с диаметром по ребрам 15,25 мм.

Система перегрузки кассет. В систему перегрузки (см. рис. 6.10) входят следующие устройства: две поворотные пробки (большая и эксцентрически на ней установленная малая), два механизма перегрузки (эксцентрически расположенные на малой поворотной пробке на разных расстояниях от центра), два элеватора (загрузки и выгрузки), перегрузочный бокс с механизмом передачи кассет и два передаточных барабана (один — для свежих, другой для отработавших кассет). С помощью механизма перегрузки кассета устанавливается в гнездо каретки элеватора и перемещением каретки по наклонной направляющей подни-



БН-600:

6 — циркуляционный насос; 7 — электродвигатель насоса; 8 — поворотные пробки; 9 — межзоточный теплообменник; 12 — механизм перегрузки; 13 — нейтронная защита; 14 — с теплоизоляцией; 18 — барабан отработавших кассет; 19 — перегрузочный бокс; 20 — ме-

мается из внутреннего хранилища к механизму передачи кассет и обратно. Механизм передачи кассет расположен в герметичном перегрузочном боксе. Он осуществляет транспортировку кассет из гнезд каретки элеваторов в передаточные барабаны и обратно.

Перенос кассет внутри реактора производится в среде теплоносителя. Транспортировка кассет из реактора в передаточный барабан происходит в среде инертного газа. Продолжительность работы реактора между перегрузками составляет 150 сут. Каждый раз при перегрузке в активной зоне заменяется 124 кассеты.

Система управления и защиты СУЗ реактора БН-600 состоит из трех частей:

1) системы компенсации изменений реактивности (компенсация выгорания, температурных и мощностных эффектов), включающей в себя 18 исполнительных органов, расположенных двумя кольцами (первое кольцо содержит 6 исполнительных органов, второе — 12);

2) системы АР, состоящей из двух стержней, расположенных в двух ячейках центральной части зоны малого обогащения;

3) системы АЗ, состоящей из шести стержней, расположенных между первым и вторым кольцами компенсирующих стержней.

В настоящее время в нашей стране ведутся проектные разработки реактора на быстрых нейтронах БН-1600 электрической мощностью 1600 МВт. Тепловая мощность реактора 4000 МВт. Предполагается, что на паре с параметрами $T=490\div510^\circ\text{C}$ и $p=14,0$ МПа будут работать два турбогенератора мощностью 800 МВт (эл.) каждый.

Предпочтение отдано интегральной компоновке оборудования, которая в дальнейшем рассматривается в двух вариантах. Первый вариант представляет собой развитие конструкции реактора БН-600: корпус выполнен в виде вертикального цилиндрического бака с эллиптическим днищем и конической верхней частью. Во втором варианте активная зона и основное оборудование первого контура размещены в горизонтальном цилиндрическом баке (рис. 6.11). Теплообменники, насосы, активная зона установлены в вертикальных горловинах со свободным уровнем теплоносителя. Внутри корпуса реактора с помощью «горячего» короба, который соединяет центральную обечайку со стенками теплообменников, образован «горячий» участок тракта теплоносителя. После теплообменников теплоноситель насосами по напорным трубопроводам подается в напорную камеру и оттуда поступает в активную зону. Для охлаждения корпуса часть «холодного» теплоносителя направляется в кольцевой зазор по всей длине корпуса. Окончательный выбор конструкции реактора БН-1600 еще предстоит сделать.

Реактор «Суперфеникс». АЭС с реактором «Суперфеникс» (см. табл. 6.1) мощностью 1200 МВт (эл.) строится во Франции и должна быть введена в эксплуатацию в 1983 г. При ее проектировании и строительстве использован опыт сооружения и эксплуатации опытно-промышленного реактора «Феникс» мощностью 250 МВт (эл.). Натрий первого контура в промежуточных тепло-

обменниках отдает тепло натрию второго контура, нагревает его до 525°C . Второй контур состоит из четырех петель. Парогенераторы вырабатывают пар с параметрами: температура 490°C , давление 18,0 МПа.

Корпус реактора и компоновка внутрикорпусных устройств. Реактор «Суперфеникс» выполнен в интегральной компоновке (рис. 6.12). В основном корпусе диаметром 21 м и высотой 15,5 м расположены активная зона, зона воспроизводства, нейтронная защита, четыре циркуляционных

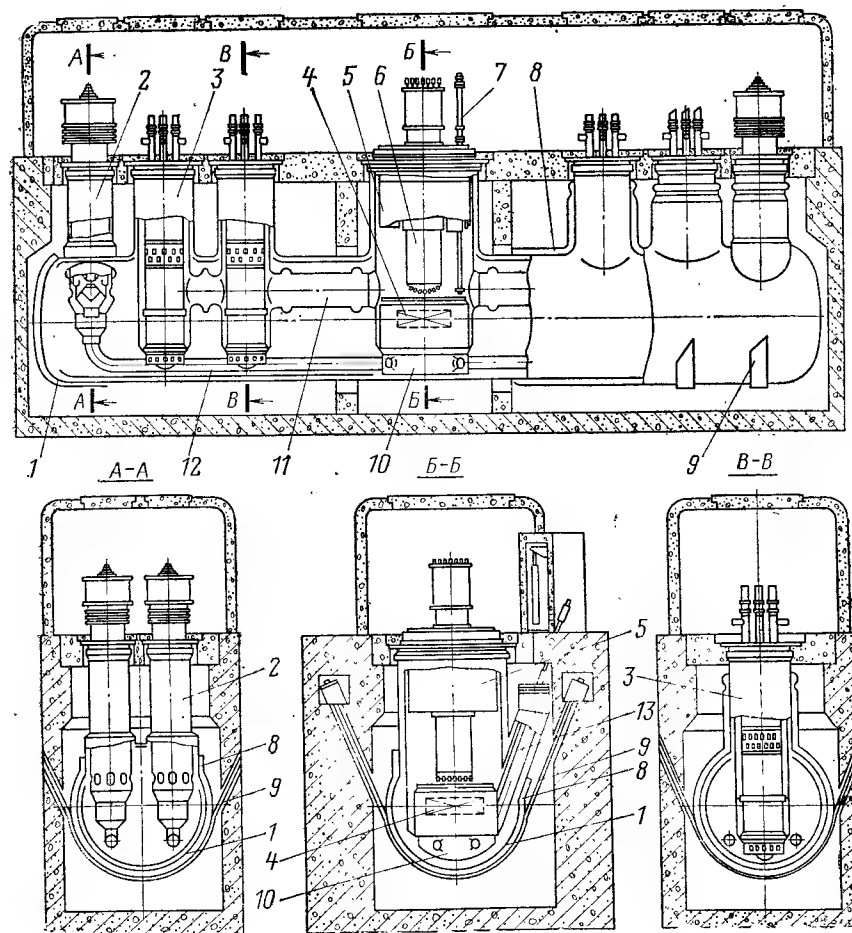


Рис. 6.11. Реактор БН-1600:

1 — корпус реактора; 2 — насос первого контура; 3 — промежуточный теплообменник; 4 — активная зона; 5 — поворотные пробки; 6 — центральная колонна с механизмами СУЗ; 7 — механизм перегрузки; 8 — защитный кожух; 9 — подвеска корпуса; 10 — напорная камера; 11 — «горячий» короб; 12 — напорный трубопровод; 13 — элеватор

насоса первого контура, два внутренних очистных устройства, восемь промежуточных теплообменников и весь теплоноситель первого контура. На оболочке корпуса закреплены несущие фермы, на которых лежит опорная плита. Опорная плита держит активную зону, зону воспроизводства, вспомогательную ферму

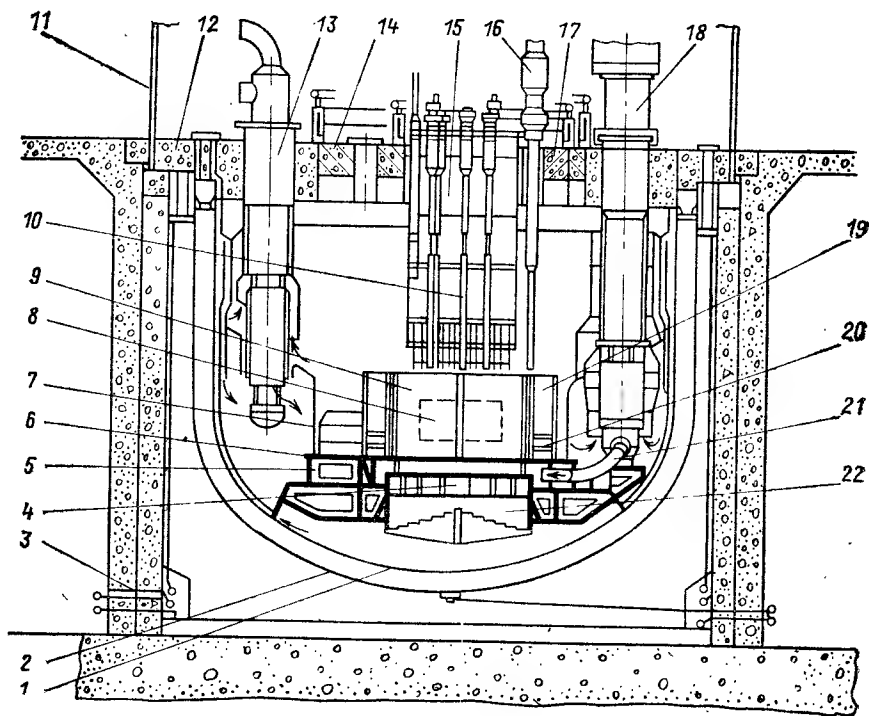


Рис. 6.12. Вертикальный разрез реактора «Суперфеникс»:

1 — корпус реактора; 2 — защитный кожух; 3 — система аварийного охлаждения; 4 — напорная камера; 5 — несущие фермы; 6 — опорная плита; 7 — разделительная оболочка; 8 — активная зона; 9 — зона воспроизводства; 10 — СУЗ; 11 — герметичный колпак; 12 — верхняя плита; 13 — промежуточный теплообменник; 14 — большая поворотная пробка; 15 — пробка СУЗ; 16 — механизм перегрузки; 17 — малая поворотная пробка; 18 — насос первого контура; 19 — внутренняя нейтронная защита; 20 — вспомогательная ферма; 21 — напорный трубопровод; 22 — нижняя камера

с нейтронной защитой. Разделительная оболочка окружает активную зону и отделяет «горячий» натрий от «холодного». Корпус реактора, циркуляционные насосы, промежуточные теплообменники, системы очистки подвешены к верхней плите реактора.

Активная зона и зона воспроизводства. Активная зона диаметром 3,66 м и высотой 1,0 м состоит из 364 ТВС, разделенных для выравнивания поля энерговыделения на две подзоны с разным обогащением по плутонию: центральная с обогащением 15 % и периферийная с обогащением 18 %. Активную зону окружают 233 сборки радиальной зоны воспроизводства, за

которыми расположены 197 стальных блоков, выполняющих функции отражателя и защиты, и, наконец, еще 1076 стальных цилиндров нейтронной защиты, которые ослабляют действие потока нейтронов на внутрикорпусные конструкции и устройства и корпус. Гидравлическое профилирование расхода натрия выполнено по 11 зонам: шесть зон для топливных сборок, три — для радиальной зоны воспроизводства, две — для регулирующих стержней. Охлаждение стальных болванок нейтронной защиты осуществляется за счет естественной конвекции натрия.

Система управления и защиты. СУЗ реактора «Суперфеникс» состоит из 21 стержня, которые разбиты на две группы. Одна группа (кольцо из шести стержней) размещена в сборках центральной подзоны активной зоны; вторая группа (кольцо из пятнадцати стержней) — по границе между подзонами. Три стержня из второй группы выполняют только функции защиты. Стержни регулирования и защиты имеют такие же размеры, как и ТВС. Механизмы привода стержней СУЗ установлены на пробке СУЗ, которая встроена в малую поворотную крышку.

6.3. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С ГЕЛИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

6.3.1. Общая характеристика и конструктивные исполнения

Реакторы на быстрых нейтронах с гелиевым охлаждением имеют ряд преимуществ по сравнению с натриевыми. Это прежде всего возможность увеличения КВ за счет лучших нейтронно-физических свойств; практическое отсутствие активации теплоносителя, что существенно упрощает обслуживание и ремонт оборудования первого контура; хорошая совместимость с конструктивными материалами и топливом; более высокие параметры термического цикла и т. п. Реакторы на быстрых нейтронах имеют два контура отвода тепла: первый — с гелием, второй — с водой и водяным паром. В принципе возможно создание одноконтурной установки с газовой турбиной. Все это значительно снижает капитальные затраты на создание установки с таким реактором. Однако использование гелия в реакторах на быстрых нейтронах, характеризующихся большой энергонапряженностью, требует значительного повышения давления теплоносителя (до 10,0—15,0 МПа), что усложняет проблему создания металлического корпуса для реактора и задачу аварийного охлаждения при потере теплоносителя. Проблема создания корпуса была решена использованием корпусов из ПНЖБ. Вероятность внезапного разрушения бетонного корпуса и разрыва герметизирующей оболочки ничтожно мала. Поэтому такую аварию утечки гелия из корпуса можно не рассматривать с учетом динамики развития трещин в железобетонном корпусе.

Более вероятны нарушения теплоотвода, связанные с выходом из строя газодувок и их обесточиванием. Для снижения

последствий таких нарушений в гелиевых реакторах на быстрых нейтронах предусмотрены как минимум две независимые системы охлаждения: основная и вспомогательная. Основная система охлаждения выполнена из нескольких параллельных петель. Каждая петля подключена к узлам, подводящим и отводящим теплоноситель от активной зоны, параллельно с другими, что позволяет обеспечить съем тепла с зоны даже при одной работающей петле. Обычно число петель выбирается большим или равным трем.

Вспомогательная система охлаждения обеспечивает отвод тепла из реактора к парогенератору, охлаждаемому технической водой, за счет естественной циркуляции гелия или с помощью газодувки с независимым приводом. Вспомогательная система охлаждения имеет обычно две-три петли.

Для реакторов на быстрых нейтронах с гелиевым теплоносителем рассматриваются в основном два типа твэлов: стержневые и микротвэлы — небольшие сферические топливные частицы с покрытием. Стержневые твэлы имеют шероховатость на наружной поверхности оболочки. Шероховатость в виде кольцевых выступов высотой до 0,15 мм, шириной 0,3 мм с шагом 1—1,2 мм увеличивает коэффициент теплоотдачи вдвое. При этом одновременно растет гидравлическое сопротивление шероховатого участка (в 3 раза). Тем не менее такое решение оказывается энергетически более выгодным, чем увеличение коэффициента теплоотдачи за счет форсирования скорости. Шероховатость наносится примерно на $\frac{2}{3}$ длины активной части твэла со стороны выхода теплоносителя.

Для снижения давления газообразных осколков деления может быть рассмотрен вариант твэла с отсосом газа по специальному каналу, так как использование негерметичного твэла в гелиевом реакторе приводит к существенному повышению активности контура. В таких твэлах продукты деления из оболочки твэла через каналы в торцевых заглушках и опорной решетке направляются в фильтр, затем в отсосные каналы опорной решетки (рис. 6.13). При переходе из хвостовика кассеты в опорную плиту продукты деления разбавляются гелием, что обеспечивает их быстрый вывод из активной зоны и предотвращает выпадение конденсирующихся компонентов в тракте отсоса. Наряду с разгрузкой оболочки от разности давлений это позволяет избежать утечки продуктов деления из твэлов даже при разгерметизации оболочки.

Микротвэлы охлаждаются протекающим через их слой потоком теплоносителя, что приближает температуру теплоносителя к допустимой температуре микротвэла. Ограничение гидравлического сопротивления уменьшает толщину слоя микротвэлов до нескольких десятков сфер по ходу теплоносителя.

Применение микротвэлов в охлаждаемых гелием реакторах на быстрых нейтронах возможно при использовании ТВС канальной геометрии (рис. 6.14), которая состоит из наружной металлической оболочки, внутренней пористой гильзы и концевых дета-

Рис. 6.13. Схема отсоса газообразных продуктов деления из вентилируемых твэлов:
1 — опорная плита; 2 — хвостовик; 3 — фильтр; 4 — канал в опорной решетке; 5 — каналы в опорной плите

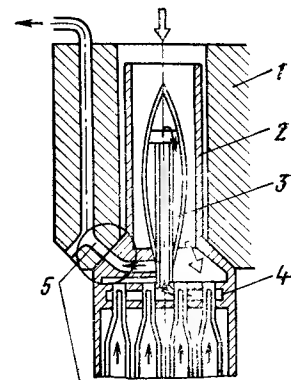


Рис. 6.14. Схема ТВС с радиальным течением гелия через слой микротвэлов:

1 — уплотняющие кольцевые прокладки; 2 — кольцевые перегородки; 3 — засыпка микротвэлов; 4 — внутренняя оболочка (гильза); 5 — наружная оболочка; 6 — узел крепления ТВС; 7, 11 — отражатели; 8, 10 — торцевые аоны воспроизводства; 9 — активная часть

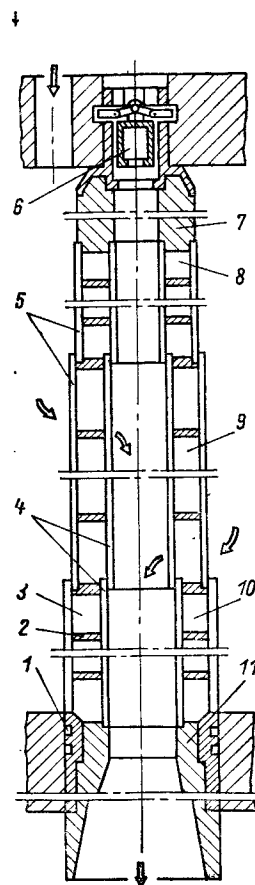
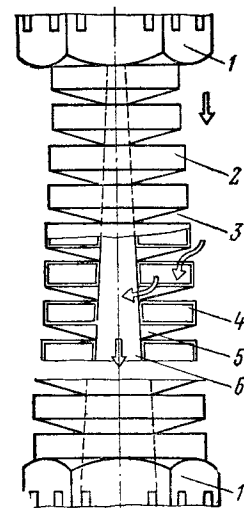


Рис. 6.15. Схема ТВС с осевым течением гелия через слой микротвэлов:

1 — опорные конструкции; 2 — кожух слоя микротвэлов; 3 — подводящий коллектор; 4 — засыпка микротвэлов; 5 — отводящий коллектор; 6 — центральный канал



лей. Наружная оболочка ТВС может быть выполнена из сетки или перфорированной трубы. Материал внутренней гильзы — высокотемпературная керамика (карбид кремния). В хвостовике сборки установлен замок, закрепляющий ее в опорной плите. Гелий подводится к ТВС в пространство между наружными оболочками соседнихборок, проходит, двигаясь вдоль радиуса, наружную оболочку, слой топлива, пористую гильзу и отводится через центральный канал. Керамические кольцевые перегородки между оболочками препятствуют возникновению осевого тока теплоносителя в слое топлива.

Другая возможная конструкция ТВС с микротвэлами приведена на рис. 6.15. Здесь микротвэлы, расположенные в кольцевых разделенных слоях, омываются движущимся вдоль оси сборки теплоносителем. Гелий подводится к слою топлива и отводится в центральный канал коническими коллекторами, расположенными между слоями топлива.

6.3.2. Конструкции реакторов

Основные характеристики проектов некоторых реакторов на быстрых нейтронах с гелиевым охлаждением представлены в табл. 6.2.

Таблица 6.2. Характеристики реакторов на быстрых нейтронах с гелиевым охлаждением

Характеристика	БГР-300	GCFR-300	GCFR-1000	GBR-4
Тепловая мощность, МВт	810	826	2700	3400
Электрическая мощность, МВт	300	300	1000	1200
Компоновка реактора	Интегральная в корпусе из ПНЖБ			
Давление гелия, МПа	16,0	8,5	12,0	9,0
Температура гелия на входе, °С	280	313	273	260
Температура гелия на выходе, °С	630	542	555	560
Топливо	UO ₂ + PuO ₂			
Число ТВС в активной зоне	108	118		
Число твэлов в ТВС	216	271	270	321
Диаметр твэла, мм	6,9	7,2	8,2	7,7
Толщина оболочки твэла, мм	0,4	0,5	0,55	0,35
Средняя энергонапряженность в активной зоне, МВт/м ³	350	235	270	210

Реактор БГР-300. В СССР выполнен технический проект опытно-промышленной АЭС с реактором-размножителем на быстрых нейтронах с гелиевым охлаждением мощностью 300 МВт (эл.).

Назначение данной установки состоит в отработке основных технических решений реактора с гелиевым теплоносителем с целью обеспечения разработки и проектирования АЭС большой мощности (1200—1600 МВт). АЭС с реактором БГР-300 выполнена по двухконтурной схеме: первый контур гелиевый с давлением теплоносителя 16,0 МПа, второй — пароводяной. Основное оборудование первого контура размещено в корпусе из ПНЖБ

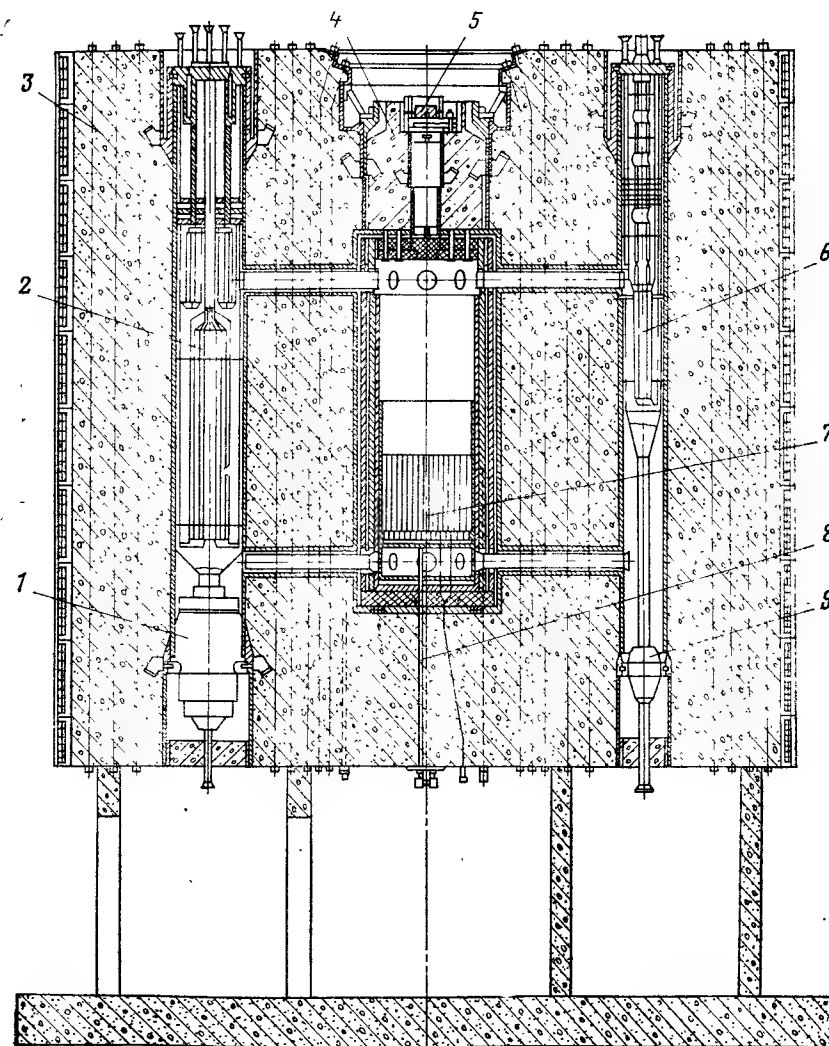


Рис. 6.16. Вертикальный разрез реактора БГР-300:

1 — основная газодувка; 2 — парогенератор; 3 — корпус реактора; 4 — крышка реактора; 5 — запорное устройство; 6 — теплообменник расхолаживания; 7 — активная зона; 8 — привод СУЗ; 9 — вспомогательная газодувка

(рис. 6.16), который заключен в герметичную защитную оболочку, рассчитанную на давление 0,3 МПа и обеспечивающую возможность аварийного расхолаживания реактора. Гелий, проходя снизу вверх через активную зону, нагревается с 280 до 630 °С, затем поступает в парогенераторы, после которых основными газодувками вновь направляется в активную зону. Первый контур реактора состоит из четырех петель. Кроме того, в установке имеются четыре петли вспомогательной системы охлаждения, каждая из которых включает в себя теплообменник расхолаживания, вспомогательную газодувку и инжектор, обеспечивающие циркуляцию теплоносителя при аварийных ситуациях.

Активная зона реактора размещена в центральной полости бетонного корпуса и набрана из 108 шестигранных тепловыделяющих кассет. Вокруг активной зоны тремя рядами расположены 144 кассеты боковой зоны воспроизводства. За зоной воспроизводства размещено внутреннее хранилище выдержки из 127 кассет, которое окружено блоками отражателя. Для выравнивания поля энерговыделения активная зона разделена на зону малого и зону большого обогащения топлива.

При конструировании тепловыделяющих кассет был использован практический опыт и существующая технология изготовления твэлов для натриевых реакторов БН-350 и БН-600. Тепловыделяющая кассета состоит из 216 стержневых твэлов в металлической оболочке с наружным диаметром 6,9 мм и толщиной стенки 0,4 мм. Высота топливного сердечника твэла, набранного из втулок, изготовленных из двуокиси урана или плутония, с наружным диаметром 6 мм и внутренним 2,4 мм, равна 1000 мм. В одной оболочке с топливным сердечником сверху и снизу от него расположены таблетки отвалной двуокиси урана, образующие верхнюю и нижнюю торцевые зоны воспроизводства высотой по 500 мм каждая. В холодной части твэла предусмотрен объем для сбора газообразных продуктов деления. Кассета зоны воспроизводства аналогична ТВС и содержит 126 твэлов, заполненных отвалной двуокисью урана.

СУЗ включает в себя кассеты АР, температурной компенсации, компенсации выгорания, АЗ. Все кассеты СУЗ перемещаются в активной зоне в специальных шестигранных направляющих кожухах. Приводы СУЗ расположены в донной части бетонного корпуса под активной зоной. Перегрузка кассет осуществляется сверху через крышку реактора.

Реактор GCFR-300. Проект демонстрационной АЭС с реактором на быстрых нейтронах мощностью 300 МВт (эл.) разработан фирмой «Галф дженерал атомик». В первом контуре теплоноситель — гелий при давлении 8,5 МПа, во втором контуре — вода и пар. Первый контур состоит из трех основных петель. В каждой из них гелий, выходя из реактора при температуре 542 °С, попадает сначала в пароперегреватель, затем в парогенератор. После парогенератора газодувкой гелий с температурой 313 °С возвращается в реактор. Во втором контуре вода с температурой 210 °С посту-

пает в парогенератор, который производит пар с температурой 468 °С и давлением 20,0 МПа. Этот пар поступает на паровую турбину, которая приводит в движение газодувку основной петли, а после нее с параметрами $T=360$ °С и $p=9,2$ МПа направляется в пароперегреватель. На основную турбину поступает пар с температурой 495 °С и давлением 8,4 МПа.

Реактор и все оборудование первого контура размещено в корпусе из ПНЖБ.

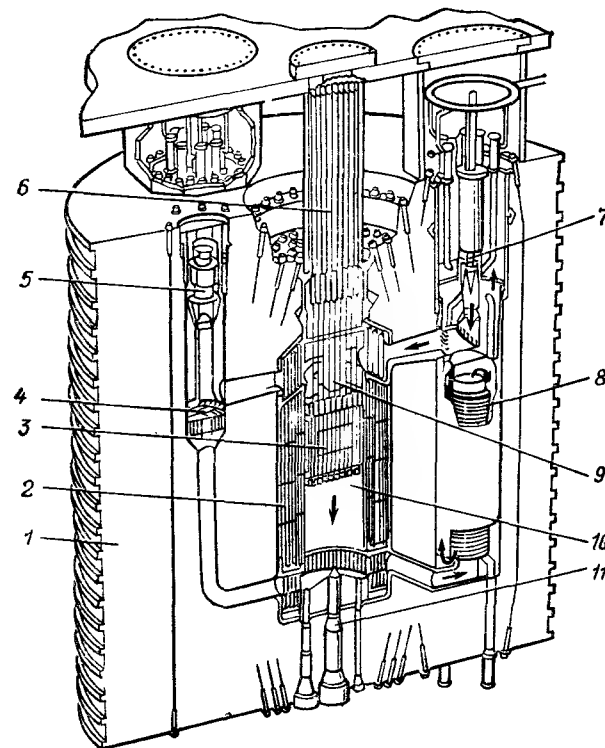


Рис. 6.17. Вертикальный разрез реактора GCFR-300:

1 — корпус из ПНЖБ; 2 — тепловая защита; 3 — активная зона; 4 — теплообменник вспомогательной петли; 5 — газодувка вспомогательной петли; 6 — СУЗ; 7 — газодувка основной петли; 8 — парогенератор; 9 — верхняя камера; 10 — нижняя камера; 11 — перегрузочный механизм

Система охлаждения реактора содержит три основные петли и три вспомогательные (рис. 6.17). Вспомогательные петли, в каждую из которых входят газодувка и теплообменник, предназначены для расхолаживания реактора во время его длительной остановки. Три основные петли, образующие первый контур реактора, включают в себя газодувки и парогенераторы и предназначены для охлаждения реактора при работе на номинальной мощности и передачи тепла теплоносителю второго контура. Газодувка основной петли приводится в движение паровой тур-

биной, а газодувка вспомогательной петли — электроприводом. Парогенераторы, теплообменники и газодувки размещены в шести вертикальных полостях в стене корпуса из ПНЖБ, окружающих активную зону. Стены бетонного корпуса защищены от воздействия излучения активной зоны тепловой защитой, состоящей из двух слоев: первый набран из стальных блоков, второй — из полых стальных цилиндров, заполненных графитом.

Газодувки нагнетают гелий в верхнюю камеру над активной зоной, откуда он направляется вниз для охлаждения ТВС и сборок зоны воспроизводства (небольшая часть гелия направляется на охлаждение тепловой защиты). Выходящий из активной зоны нагретый гелий собирается в нижней камере и из нее поступает в парогенераторы. В парогенераторах гелий сначала проходит по центральной трубе вверх, затем вниз, омывая пучки труб, далее вокруг оболочек с пучками труб поднимается вверх к газодулкам, которые, обеспечивая необходимый напор, нагнетают гелий в верхнюю камеру.

Активная зона набрана из 118 ТВС шестигранной формы, которые закреплены в верхней несущей плите. Активную зону окружают два ряда из 93 сборок, образующие боковую зону воспроизводства. Все сборки имеют одинаковые размеры и геометрию: длину 3050 мм и размер под ключ 165 мм. Шаг расположения сборок в зоне равен 171 мм. Толщина стенки чехла сборки 1,15 мм. Каждая ТВС содержит 270 твэлов. Твэл представляет собой стерженьковый элемент: втулки из смеси двуокиси урана и двуокиси плутония заключены в стальную оболочку с наружным диаметром 7,2 мм и толщиной стенки 0,5 мм. В данном реакторе применены вентилируемые твэлы, благодаря чему давление внутри оболочек твэлов становится примерно на 0,2 МПа ниже давления теплоносителя в активной зоне. Для улавливания продуктов деления имеются ловушки из древесного угля в каждом твэле и вторичная кольцевая ловушка в верхней части сборки. В центральной трубке содержатся выводы от термопары, предназначенной для измерения температуры гелия на выходе из сборки.

Для выравнивания энерговыделения по радиусу в активной зоне выделены четыре подзоны с разным обогащением по плутонию: от 14,7 % в центре до 22,1 % на периферии. Коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу при этом равен 1,3. Для обеспечения необходимого расхода гелия через сборку в ее нижней части установлено дроссельное устройство.

Сборки зоны воспроизводства содержат 127 элементов (большого диаметра по сравнению с твэлами ТВС), содержащих таблетки из двуокиси обедненного урана.

Перегрузка реактора осуществляется снизу с помощью перегрузочной машины.

СУЗ состоит из 27 управляющих сборок, которые по форме аналогичны ТВС. Приводы СУЗ расположены над реактором. Все управляющие сборки делятся на две группы: 21 стержень управления и 6 стержней АЗ.

РАЗДЕЛ 2

Активные зоны ядерных реакторов

Глава 7

КОНСТРУИРОВАНИЕ ТВЭЛОВ

7.1. ОСНОВНЫЕ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ О ТВЭЛАХ И ИХ КЛАССИФИКАЦИЯ

Твэлы — главный конструкционный элемент активных зон гетерогенных реакторов, поскольку именно в виде твэлов топливо загружается в реакторы. В них происходит деление тяжелых ядер ^{235}U , ^{239}Pu или ^{233}U , сопровождающееся выделением энергии, которая преобразуется в тепловую (главным образом в твэлах). И лишь небольшая часть тепла (несколько процентов) генерируется в других элементах активной зоны. От твэлов тепловая энергия передается теплоносителю. При наличии в твэлах материалов воспроизводства ^{233}U или ^{232}Th в них образуется и накапливается вторичное ядерное топливо ^{239}Pu или ^{233}U .

В твэлах в общем случае имеется топливный сердечник, оболочка и концевые детали. Иногда на твэлах располагают дистанционирующие элементы, с помощью которых обеспечиваются необходимые зазоры между соседними твэлами или между твэлами и каналами, в которых они размещены. В большинстве же случаев дистанционирующие элементы относят к конструкциям ТВС, в составе которых твэлы чаще всего и загружаются в реакторы.

Топливный сердечник содержит делящиеся или воспроизводящие нуклиды. Соответствующие химические элементы с необходимым обогащением по определенному нуклиду используются в топливном сердечнике в виде металла или какого-либо соединения или в виде дисперсной топливной композиции. Оболочка твэла вместе с концевыми деталями образует герметичный объем, внутри которого расположен топливный сердечник. Оболочка защищает топливный сердечник от контакта с теплоносителем. Тем самым, с одной стороны, топливный сердечник предохраняется от коррозионного и эрозийного воздействия теплоносителя, а с другой — предотвращается попадание продуктов деления, образующихся внутри твэлов, в теплоноситель. Через оболочку происходит передача тепла от твэла к теплоносителю; кроме того, она воспринимает нагрузки, возникающие от воздействия топливного сердечника и накапливающихся при работе продуктов деления.

Твэлы классифицируются по различным признакам. Тип твэла определяется типом реактора, параметрами теплоносителя, назначением реактора. Один из основных признаков классификации — вид топливной композиции: металлическая, керамическая или дисперсная. Между оболочкой и топливным сердечником может быть зазор или диффузионное сцепление. Последнее осуществляется при непосредственной связи сердечника с оболочкой или через промежуточный контактный слой. Твэлы изготавливаются различными технологическими методами. По геометрическому признаку твэлы бывают блочковые, стержневые, кольцевые, трубчатые, пластинчатые, призматические, шаровые (рис. 7.1). Блочковые и стержневые твэлы представляют собой цилиндр. Отличие заключается в отношении их длины к диаметру. У блочковых оно порядка нескольких десятков, у стержневых — нескольких сотен. В кольцевых твэлах теплосъем осуществляется и с внутренней и с наружной поверхности твэла, а в трубчатых — только с внутренней.

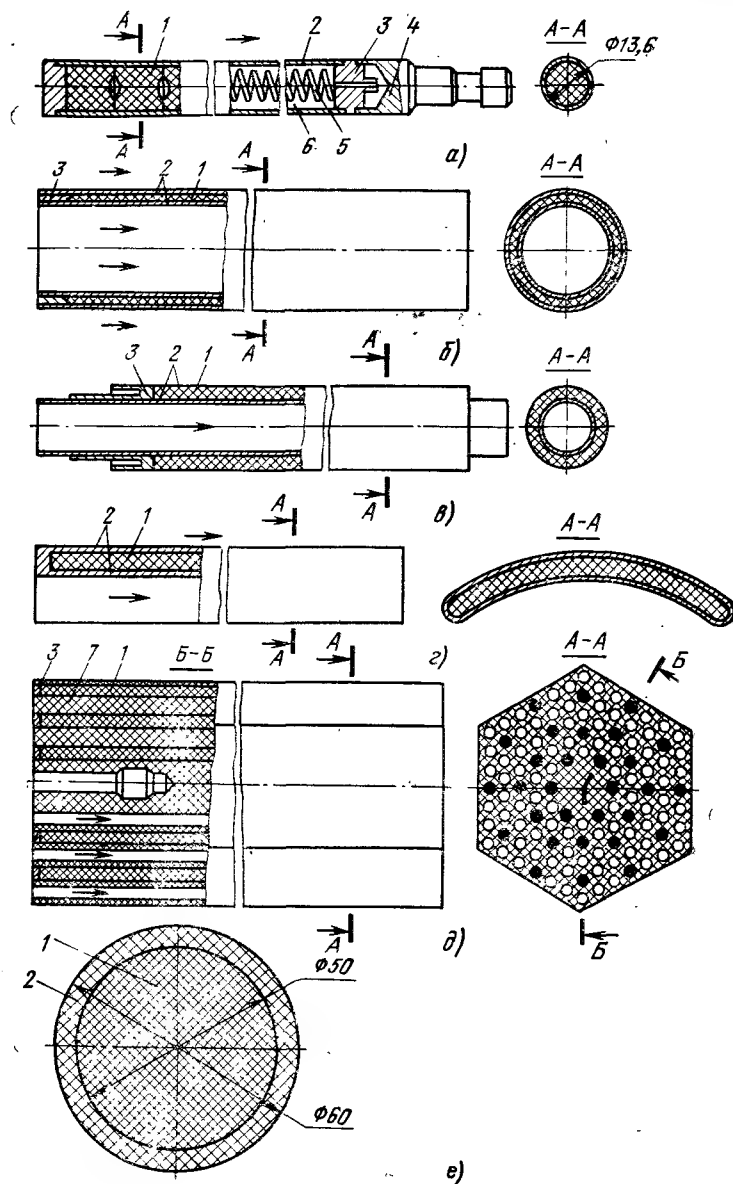


Рис. 7.1. Типы твэлов:

а — стержневой с таблетками из спеченой UO_2 ; б — кольцевой совместно-прессованный; в — трубчатый с пропиткой матричным материалом; г — пластинчатый; д — призматический; е — шаровой; 1 — топливный сердечник (топливная композиция); 2 — оболочка; 3 — заглушка; 4 — наконечник; 5 — фиксатор; 6 — компенсационный объем; 7 — графитовый блок (графитовая призма)

ТВЭЛы характеризуются такими параметрами, как удельное тепловыделение в топливе, плотность теплового потока с поверхности, рабочая температура, режим работы, энергия нейтронов, при взаимодействии с которыми происходит деление ядер в топливе.

7.2. УСЛОВИЯ РАБОТЫ ТВЭЛОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ И ПРЕДЪЯВЛЯЕМЫЕ К НИМ ТРЕБОВАНИЯ

Условия, в которых работают твэлы и ТВС ядерных реакторов, определяются сложным комплексом различных взаимосвязанных процессов, протекающих в активной зоне. В целом они характерны для всех типов активных зон и различаются лишь некоторыми частностями и значениями параметров.

Общий и специфичный процесс, протекающий в твэлах активной зоны реактора любого типа, — деление тяжелых ядер. В результате этого процесса постепенно расходуются делящиеся нуклиды и накапливаются новые химические элементы — продукты деления, при этом в определенной степени изменяются состав, а также физико-химические и механические свойства топливной композиции и, что самое главное, вследствие большего количества образовавшихся продуктов деления по сравнению с выгоревшим топливом и расширяющего воздействия газообразных продуктов деления увеличивается общий объем топливной композиции. Если топливная композиция пластична, она «распухает», если топливная композиция хрупкая, она растрескивается и газообразные продукты деления выходят под оболочку. И в том и в другом случае постепенно возрастают нагрузки, действующие изнутри на оболочку твэлов.

Деление ядер сопровождается помимо образования осколков деления различными видами излучения. В основном на условия работы элементов активной зоны влияют осколки деления, поток нейтронов и поток γ -квантов воздействие которых на конструкционные материалы приводит к изменению их свойств — упрочнению и потере пластичности, а также к снижению теплопроводности.

Материалы конструкции твэлов и ТВС работают в условиях коррозионного и эрозионного воздействия теплоносителя, и при высокой температуре возможно взаимодействие контактирующих материалов с образованием новых химических соединений.

В активной зоне ядерного реактора удельное тепловыделение достигает 10^8 — 10^9 Вт/м³, в то время как в любых других источниках тепла эти значения не превышают 107 Вт/м³. Большое тепловыделение приводит к высоким тепловым потокам в поперечном сечении теплоотдающих поверхностей твэлов, которые составляют $(0.5$ — $1.5) \cdot 10^6$ Вт/м², достигая иногда значений $(2$ — $5) \cdot 10^6$ Вт/м². Следствием высокой плотности тепловых потоков являются большие температурные перепады по поперечному сечению твэлов, которые могут составлять от нескольких десятков до многих сотен градусов, а в ряде случаев 1500—2000 °С. Температурные перепады сильно зависят от используемых материалов оболочки твэлов, их теплопроводности, топливной композиции, контактного слоя между топливом и оболочкой, однако в любом случае они определяются тепловыми потоками.

В свою очередь значительные температурные перепады вызывают весьма заметные термические напряжения, влияние которых особенно сказывается при изменении мощности реактора. В зависимости от назначения реактора выбирается режим его работы. Наиболее часто изменяется режим работы реакторов судовых установок. Однако сейчас и к реакторам АЭС предъявляют требования работы в переменном режиме применительно к изменениям нагрузки энергосети. Особенно это относится к реакторам, предназначенным для работы в отдаленных районах в автономных условиях или в составе малоомощных сетей.

Высокое тепловыделение в активной зоне в сочетании со значительными температурными перепадами в поперечном сечении твэлов неизбежно сопровождается относительно высокой температурой. Это обстоятельство усложняет работу материалов элементов активных зон, так как хорошо известно, что с ростом температуры снижаются их механические свойства, интенсифицируется коррозия в среде теплоносителя, увеличивается взаимодействие материалов.

Температура зависит также от теплопроводности используемых материалов и от типа активной зоны. Для энергетических реакторов характерна более высо-

кая температура теплоносителя (280—500 °С, а в перспективе — до 1000 °С), для исследовательских реакторов — более низкая (50—200 °С).

Тепловыделение в ядерном реакторе характеризуется неравномерностью распределения по объему активной зоны. Следствием этого является различная тепловая нагрузка твэлов, расположенных в разных местах активной зоны, и разных участков одного твэла, а также неравномерное распределение температуры. Неравномерное распределение температуры приводит к дополнительным термическим напряжениям. С неравномерностью тепловыделения связана неравномерность выгорания ядерного топлива.

Надежный теплоотвод через активную зону обеспечивается большим расходом теплоносителя. Следствием большого расхода являются высокие скорости теплоносителя. В корпусных водо-водяных реакторах с водой под давлением они составляют 4—5 м/с, в канальных с кипящей водой — 20—25 м/с. Высокие скорости теплоносителя, особенно кипящего, вызывают вибрацию в твэлах и в ТВС, которые могут усилиться вследствие гидродинамических пульсаций, за счет неравномерного подвода теплоносителя к элементам активной зоны.

Условия, в которых работают твэлы и ТВС, характеризуются во многих случаях также высоким давлением теплоносителя, которое для кипящей воды составляет единицы мегапаскалей, для некипящей воды в корпусных реакторах 15,0—20,0 МПа. Исключение составляют бассейновые реакторы, в которых давление равно десятым долям мегапаскаля.

В геометрическом отношении характерными для условий работы являются малые зазоры между отдельными твэлами. При этом должно быть обеспечено отсутствие касания твэлов между собой.

Твэлы и ТВС могут подвергаться и внешним нагрузкам, которые определяются назначением реактора и условиями его эксплуатации. Для судовых реакторов — это вибрационные нагрузки от работы винтов и ударные от внешних столкновений. Для реакторов АЭС, расположенных в сейсмически активных районах, — это нагрузки, вызываемые возможными землетрясениями.

В указанных условиях твэлы в течение длительного времени (5—10 лет) должны выработать большое количество энергии. Выработка энергии обычно измеряется количеством энергии, полученным с единицы массы топлива. В современных реакторах она составляет (3—4) · 10⁴ МВт·сут/т, а в реакторах на быстрых нейтронах еще больше. Выработка энергии одновременно определяет количество продуктов деления, накопленных в твэле, так как 1000 МВт·сут/т соответствует примерно 1 кг продуктов деления.

Из сказанного видно, что условия, в которых работают твэлы и ТВС, сложны и многообразны. В течение заданного срока службы твэлы должны выполнять свои функции, т. е. обеспечивать выработку и передачу тепла без нарушения герметичности оболочек и геометрии всей конструкции. Нарушение герметичности приведет к выходу радиоактивных продуктов в теплоноситель. Для обеспечения нормальной работы твэлов и ТВС к ним предъявляют следующие требования.

Прежде всего, необходимо иметь возможность загружать требуемое количество делящихся нуклидов, чтобы получить заданную энерговыработку с учетом, что количество делящихся ядер, оставшееся в конце срока работы твэла, должно обеспечивать получение установленной мощности. Для этого выбираются топливные композиции или топливо с повышенным обогащением по делящемуся нуклиду. Последний способ удорожает твэлы и поэтому менее желателен. Не следует путать с необходимостью повышения обогащения для увеличения выгорания топлива, т. е. увеличения выработки энергии, что, наоборот, экономически целесообразно.

Топливная композиция и конструкция твэла в целом должны быть работоспособными при требуемых выгораниях и соответствующих накоплениях продуктов деления, т. е. твэлы должны сохранять герметичность, а также геометрическую форму и размеры. Последние могут незначительно изменяться, но так, чтобы не были нарушены условия теплообмена и течения теплоносителя.

При выборе материалов следует обращать внимание на их физико-химические и механические свойства. Материалы должны выбираться с учетом воздействия на их свойства излучения активной зоны и по возможности с малыми сечениями поглощения нейтронов. Последнее требование не так существенно для реакторов на быстрых нейтронах, так как «паразитный» захват нейтронов в них

сказывается в меньшей мере на физических параметрах активной зоны вследствие высокой концентрации топлива, чем в реакторах на тепловых нейтронах.

Необходимо подбирать материалы с хорошей теплопроводностью или, если это невозможно по каким-либо причинам, работоспособные при высоких температурах. Выбирая материалы, необходимо проверить их работоспособность при рабочей температуре, т. е. убедиться в отсутствии взаимодействия контактирующих между собой материалов во время изготовления твэлов и при работе реактора, а также коррозионную и эрозионную стойкость при рабочих давлениях, температуре и скорости теплоносителя.

При конструировании твэлов, ТВС и активных зон в целом особое внимание обращается на обеспечение надежных условий теплосъема. С этой целью стремятся увеличить теплоотдающую поверхность, т. е. добиваются максимально возможного отношения периметра твэла к его поперечному сечению. Должны быть обеспечены минимально необходимые теплотехнические запасы. Для некипящей воды и пароводяной смеси это — отношение критической тепловой мощности к фактической, а для пара, газов и жидкометаллических теплоносителей — разница между предельной и фактической температурой оболочки. При этом необходимо учитывать неравномерность тепловыделения в активной зоне.

Конструкция твэлов не должна разрушаться от воздействия температурных напряжений как при стационарной работе реактора, так и при циклических изменениях мощности, а следовательно, и температурных напряжений. Не должны приводить к разрушениям и внешние нагрузки, которым может подвергаться реактор, а с ним вместе и твэлы и ТВС. При разработке конструкций твэлов и ТВС всегда требуется обеспечить надежное закрепление и дистанционирование твэлов и в то же время возможность их расширения при нагреве. На конструкцию твэлов оказывает сильное влияние технология изготовления.

При разработке твэлов стремятся выбирать оптимальные решения, однако часто они противоречат друг другу. Так, стремление развить поверхность теплосъема и интенсифицировать его приводит к уменьшению гидравлического диаметра и росту сопротивления; увеличение прочности твэлов ведет к утолщению оболочек и росту «паразитного» захвата нейтронов и т. д. Вследствие этого приходится выбирать оптимальные соотношения решений, обеспечивающие наилучшие сочетания характеристик твэлов.

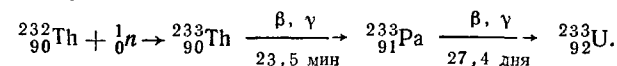
7.3. МАТЕРИАЛЫ ТВЭЛОВ

7.3.1. Топливные материалы и топливные композиции

Топливные материалы содержат делящиеся нуклиды (²³⁷U, ²³⁵U, ²³⁹Pu) или нуклиды, используемые для воспроизводства делящихся (²³²Th, ²³⁸U). Обычно их называют соответственно *ядерным топливом* и *материалами воспроизводства*. В состав всех топливных материалов входит уран, торий или плутоний, их сплавы или соединения. Ниже рассмотрены основные свойства этих элементов, их важнейших соединений и сплавов.

Уран имеет атомный номер 92, атомная масса естественной смеси изотопов 238,03. Уран — мягкий металл, легко поддающийся механической обработке, в свежем изломе серебристого цвета. На воздухе быстро окисляется, покрываясь защитной плотно прилегающей пленкой окислов, имеющей в зависимости от степени окисления золотистый, слегка фиолетовый, серый или темно-коричневый цвет.

Известно 14 изотопов урана: от ²²⁷U до ²⁴⁰U, из которых практическое значение имеют три: ²³³U, ²³⁵U и ²³⁸U, из них ²³⁵U и ²³⁸U находятся в природном уране (содержание ²³⁵U составляет 0,714 %), а ²³³U получается при взаимодействии тория с нейтроном:



Природный, или естественный, уран, извлекаемый из урановых руд, часто обогащается по изотопу ²³⁵U до получения необходимого процентного содержания последнего. Такой уран называется *обогащенным*.

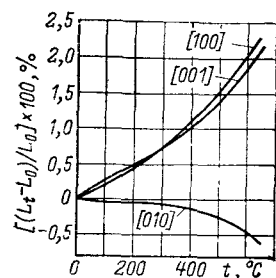


Рис. 7.2. Тепловое расширение монокристалла урана в α -фазе (L_0 — исходная длина; L_t — длина при температуре t)

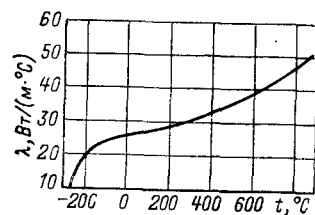


Рис. 7.3. Зависимость теплопроводности урана от температуры

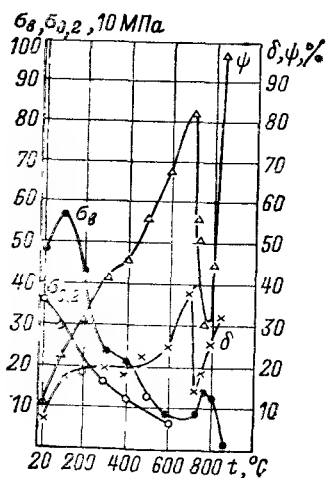


Рис. 7.4. Зависимость механических характеристик урана от температуры

Температура плавления урана 1129—1133 °С. Уран имеет три аллотропические модификации: α -фаза (до 657—668 °С), β -фаза (до 769—775 °С) и γ -фаза (до точки плавления). Плотность технического урана в зависимости от примесей и технологии приготовления находится в пределах $(18,6—19,05) \cdot 10^3$ кг/м³.

В α - и β -фазах уран анизотропен. Это означает, что некоторые его свойства зависят от кристаллографического направления. Тепловое расширение монокристалла урана в α -фазе иллюстрируется графиками на рис. 7.2. В β -фазе коэффициент линейного расширения по направлениям $[100]$ и $[010]$ равен $23,4 \cdot 10^{-6}$ 1/°С, а по направлению $[001]$ — $6,0 \cdot 10^{-6}$ 1/°С. В интервале температур существования γ -фазы коэффициент линейного расширения составляет $22,5 \cdot 10^{-6}$ 1/°С.

Теплопроводность урана довольно низкая (рис. 7.3), при этом она почти не зависит от технологии изготовления и термообработки, за исключением урана, изготовленного методами порошковой металлургии. Теплоемкость урана в α -фазе растет с повышением температуры, а в β - и γ -фазах сохраняется постоянной. При переходах из одной фазы в другую ее значение меняется скачкообразно. При комнатной температуре теплоемкость при постоянном давлении составляет 0,120 кДж/(кг·°С).

При растяжении монокристаллов урана всегда имеется область упругой деформации, размеры которой зависят от ориентировки монокристалла относительно оси растяжения. В поликристаллическом уране четко выраженная область упругой деформации отсутствует. Механические характеристики урана при кратковременных испытаниях в зависимости от температуры приведены на рис. 7.4. Следует отметить возрастание пределов прочности и текучести и уменьшение пластичности в области температур существования β -фазы. В α - и γ -фазах пластичность урана с ростом температуры увеличивается, что дает возможность вести его обработку давлением в широком диапазоне температур α - и γ -областей. Механические свойства поликристаллического урана сильно зависят от количества примесей, технологии изготовления и вида термообработки.

При длительном нагружении и повышенной температуре уран подвержен ползучести, особенно при температуре, превышающей порог начала рекристаллизации (370—430 °С). Состав, структура и термообработка урана сильно влияют на его ползучесть. Деформация с последующим отжигом при температуре 600 °С снижает сопротивляемость ползучести, а закалка из β - и α -фазы повышает сопротивляемость ползучести урана при температуре ниже 400 °С, но снижает ее при большей температуре. Некоторые данные ползучести урана приведены в табл. 7.1. Воздействие облучения

приводит к сильному охрупчиванию урана. Предел текучести повышается, пластичность падает, предел прочности обычно снижается. Очень сильно увеличивается ползучесть урана под облучением. Скорость ползучести растет в десятки и сотни раз. Это явление называется *сверхползучестью*.

Уран обладает плохой коррозионной стойкостью в воде и водяном паре. Коррозия зависит от содержания кислорода

в воде. При температуре до 70 °С в насыщенной кислородом воде на уране образуется тонкая плотная пленка окиси, оказывающая защитное действие. С ростом температуры и увеличением длительности испытаний коррозия увеличивается и, кроме того, отмечается точечная коррозия. В бескислородной воде скорость коррозии увеличивается. С насыщенным паром уран реагирует при 150—250 °С, образуя двуокись урана UO_2 и гидрид урана UH_3 , при температуре 280—300 °С в основном образуются окислы. При контакте урана с пароводяным теплоносителем образующийся при окислении водород быстро диффундирует через уран, образуя UH_3 . Вследствие этого уран распухает. Для повышения коррозионной стойкости урана его легируют цирконием, ниобием, молибденом, однако это только задерживает коррозию, но не предотвращает ее.

Скорость коррозии урана в сухом воздухе при комнатной температуре невелика и составляет несколько микрон в год. С повышением влажности и температуры скорость коррозии увеличивается. При температуре 70 °С окисная пленка уже не является защитной. Для предотвращения коррозии уран следует хранить в герметичной емкости в присутствии поглотителей влаги.

В натрии и в сплаве $Na-K$, очищенных от кислорода, уран достаточно стойко, так же как и в органических теплоносителях.

Взаимодействие урана с алюминием зависит от целого ряда причин, и данные об этом взаимодействии отличаются большим разбросом. При низких температурах материалы совместимы. При повышении температуры примерно с 300 °С совместимость урана с алюминием ухудшается. С нержавеющей сталью уран совместим до 600—700 °С. При 720 °С образуется эвтектика. Взаимодействие урана с циркониевыми сплавами также интенсифицируется при 600—700 °С.

Термоциклирование и облучение вызывают размерную нестабильность (резкие изменения формы и размеров) урана. В обоих случаях увеличение размеров зависит от текстуры, т. е. ориентации кристаллов урана. Действие обоих факторов в ряде случаев даст одинаковые качественные и количественные результаты, однако существо происходящих при этом процессов не идентично: при облучении происходит рост монокристаллов, а при термоциклировании — нет. При термоциклировании природа формоизменения определяется анизотропией коэффициента линейного расширения. При увеличении размера зерна рост монокристалла замедляется, но поверхность при этом огрубляется (становится более рельефной, сморщенной). На рост монокристалла урана влияют также параметры цикла. Чем больше разность температуры цикла, выдержка при максимальной температуре, скорость охлаждения и чем меньше скорость нагрева, тем больше рост монокристалла урана. Формоизменение урана при термоциклировании необходимо учитывать, так как при работе реактора температура топлива в той или иной степени постоянно изменяется. При облучении урана анизотропия структуры и свойств также является одной из основных причин его размерной нестабильности. Существенную роль играет повреждение решетки осколками деления.

Кроме формы и размеров меняются также структура и свойства урана. Все эти изменения объединяются понятием *радиационное повреждение* урана. Формоизменение урана зависит от температуры, при которой он облучается. До 400 °С меняется в основном только форма без существенного изменения удельного объема. При температурах выше 400 °С удельный объем увеличивается,

Таблица 7.1. Сопротивляемость урана ползучести в зависимости от температуры и напряжений

Температура испытаний, °С	Напряжение, МПа	Скорость ползучести, %/ч
200	180	$2,7 \cdot 10^{-5}$
300	180	$1,0 \cdot 10^{-4}$
400	100	$6,1 \cdot 10^{-4}$
500	30	$1,1 \cdot 10^{-3}$
600	10	$2,0 \cdot 10^{-3}$

уран распухает. Таким образом выделяются низкотемпературный «радиационный рост» и высокотемпературное распухание — «радиационное распухание». У поликристаллического металла радиационный рост проявляется в меньшей степени и зависит от текстуры и размеров зерна.

Значительное распухание урана при температуре выше 400 °С обусловлено образованием газовых пузырьков, наполненных газообразными продуктами деления, главным образом криптоном, ксеноном и аргоном. Кроме газового распухания, имеет место также распухание за счет того, что суммарный объем продуктов деления больше объема разделившегося урана.

Из сказанного выше видно, что применение урана в чистом виде для изготовления твэлов весьма проблематично. Поэтому на практике для обеспечения необходимой стойкости твэлов используют легирование урана в сочетании с соответствующей термической или термомеханической обработкой. При этом добиваются получения мелкозернистой квазизотропной (нетекстурированной) структуры. Путем легирования одновременно улучшают коррозионную стойкость урана. В основном применяют две группы сплавов:

1) сплавы с легированием небольшими количествами (доли процента) железа, кремния, алюминия, хрома и других элементов со структурой α -фазы. При закалке такого урана обеспечивается отсутствие текстуры, повышение механических свойств и мелкое зерно;

2) сплавы с легированием большими количествами (целые проценты) молибдена, ниобия, циркония, т. е. элементов, образующих с γ -ураном широкие области твердых растворов. В таких сплавах обеспечивается частичная или полная стабилизация γ -фазы. После закалки такие сплавы имеют высокую жаропрочность и мелкую структуру.

Представляет интерес еще одна группа сплавов, содержащих в качестве легирующих элементов продукты деления, остающиеся после переработки извлеченного из реактора урана: молибден, рутений, технеций, палладий, цирконий, родий, ниобий. Сплавы с продуктами деления обладают высокой стабильностью при эксплуатации и упрощают процесс переработки топлива, но при изготовлении твэлов из них необходимо полное дистанционирование всего технологического цикла. Сплавы урана с торием и плутонием рассмотрены ниже.

Торий имеет атомный номер 90, атомная масса естественной смеси изотопов — 232,038. Торий — мягкий металл, в свежем срезе напоминающий сталь. Известно 13 изотопов тория — от ^{223}Th до ^{235}Th . В природе встречается только один изотоп — ^{232}Th .

Температура плавления тория около 1700 °С. Торий имеет аллотропические модификации: α -фаза до 1400±25 °С и β -фаза до точки плавления. Плотность тория при комнатной температуре в зависимости от технологии приготовления меняется в пределах $(11,5—11,7) \cdot 10^3 \text{ кг/м}^3$.

Торий — изотропный материал. Многие его свойства зависят от технологии обработки. Коэффициенты линейного расширения прокатанного тория лежат в пределах $(11,6—12,7) \cdot 10^{-6} \text{ 1/}^\circ\text{C}$. Коэффициент теплопроводности изменяется от 37 Вт/(м·°С) при 100 °С до 45 Вт/(м·°С) при 650 °С. Теплоемкость тория при постоянном давлении с повышением температуры растет от 0,115 кДж/(кг·°С) при 20 °С до 0,608 кДж/(кг·°С) при 1600 °С.

Торий имеет низкую прочность и хорошую пластичность, причем его механические свойства зависят от способа получения и количества примесей. Торий упрочняется небольшими добавками алюминия, бериллия, молибдена, ниобия, титана, ванадия, а особенно заметно — добавками углерода. Механические свойства тория быстро ухудшаются с ростом температуры (рис. 7.5).

Коррозионная стойкость тория в воде низкая. Лишь до 100 °С на нем обра-

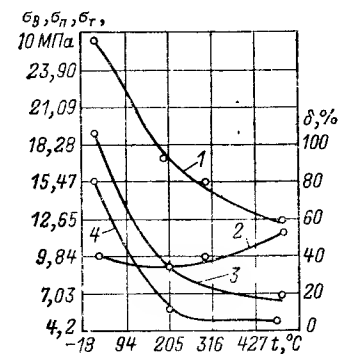


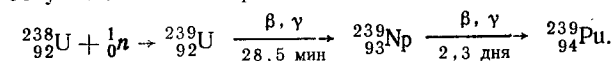
Рис. 7.5. Механические свойства горячекатаного и отожженного тория:

1 — предел прочности; 2 — относительное удлинение; 3 — предел текучести $\sigma_{0,2}$; 4 — предел пропорциональности

зуется прочная защитная пленка. При дальнейшем повышении температуры коррозия быстро возрастает. Легирование тория существенных результатов не дает. На воздухе при нормальных условиях торий практически не корродирует. С повышением температуры скорость коррозии быстро возрастает. С кислородом и азотом торий взаимодействует очень слабо, так же как и с очищенными жидкими металлами.

Под облучением торий значительно более стоек, чем уран. Тем не менее для улучшения его свойств применяют легирование. Легирование небольшими добавками (менее 1 %) некоторых металлов повышает прочность тория, что необходимо при его использовании. Большое содержание этих элементов в тории недопустимо, так как может привести к его охрупчиванию. Практическое значение имеют торий-урановые сплавы, поскольку их использование дает возможность объединять в топливе делящийся и воспроизводящий материалы. Торий-урановые сплавы имеют удовлетворительную теплопроводность; с увеличением содержания урана их прочность растет, а пластичность падает.

Плутоний имеет атомный номер 94. Плутоний — металл, в свежем срезе напоминающий никель, с температурой плавления 640 °С. Известно 12 изотопов плутония — от ^{232}Pu до ^{244}Pu . В природе плутоний практически не встречается. Для использования в ядерных реакторах наибольшее значение имеет ^{239}Pu , получаемый из облученного ^{238}U по реакции:



До точки плавления плутоний имеет шесть аллотропических модификаций: α -, β -, γ -, δ -, η -, ϵ -фазы. Температура фазовых переходов и плотность чистого плутония приведены в табл. 7.2. Фазовые переходы $\alpha \leftrightarrow \beta \leftrightarrow \gamma \leftrightarrow \delta$ при охлаждении происходят при более низких температурах, чем при нагревании. Разница может достигать 50—80 °С и более и зависит от скорости нагрева и охлаждения. Фазовые переходы $\alpha \leftrightarrow \beta \leftrightarrow \gamma \leftrightarrow \delta$ при нагревании происходят с увеличением объема, $\delta \rightarrow \eta \rightarrow \epsilon$ — с уменьшением, а плавление — практически без изменения объема. Поэтому при застывании расплавленного плутония его объем сначала возрастает, а затем резко уменьшается. Плутоний обладает ярко выраженной анизотропией. Теплопроводность плутония очень низкая (табл. 7.3) и мало увеличивается с ростом температуры. Теплоемкость с повышением температуры растет существенно.

Прочность плутония в α -фазе достаточно высокая, а пластичность низкая, поэтому он очень хрупок. В других фазах прочность сильно падает, пластичность растет.

Плутоний химически более активен, чем уран. Его коррозионная стойкость низкая. На воздухе она зависит от степени влажности последнего. В сухом воздухе плутоний корродирует слабо, а при небольшом повышении влажности коррозия резко возрастает. Скорость коррозии заметно увеличивается с повышением температуры, за исключением температурной области существования δ -фазы, в которой коррозия менее интенсивна, чем при низких температурах. Отсюда ясно, что легирование элементами, стабилизирующими δ -фазу, повышает коррозионную стойкость.

Термоциклирование плутония до температур δ - и α -фаз вызывает снижение его плотности и формоизменение. В зависимости от режима нагрева и охлаждения

Таблица 7.2. Температура фазовых переходов и плотность плутония

Фаза	α	β	γ	δ	η	ϵ
Температурный интервал, °С	До 119	119—218	218—310	310—450	450—472	472—640
Плотность, 10^3 кг/м^3	19,86 (21°С)	17,9 (93°С)	17,7 (190°С)	15,92 (335°С)	16,0 (450°С)	16,48 (500°С)

ния это может привести к разрушению испытываемых образцов. Облучение значительно усугубляет эти явления.

Таким образом, использование плутония в чистом виде практически невозможно. Для повышения стойкости плутоний легируется элементами, стабилизирующими δ -фазу, имеющую лучшую пластичность. Такими элементами являются алюминий, церий, галлий, титан, цирконий.

Таблица 7.3. Коэффициент теплопроводности и теплоемкость плутония при разных температурах

Температура, °C	Коэффициент теплопроводности, Вт/(м·°C)	Теплоемкость, кДж/(кг·°C)
25	5,23	0,134
125	5,80	0,586
225	6,40	1,050
325	6,98	1,500
425	7,60	1,970
525	8,20	2,430
625	8,75	2,900
725 (жидкий)	9,30	3,340

Важное значение имеют сплавы плутония с ураном, особенно для реакторов на быстрых нейтронах. Для улучшения их характеристик можно вводить третий компонент. Возможно также использование сплава плутония с продуктами деления, получающимися при переработке плутония.

Двуокись урана. Известны четыре окисла урана: UO_2 , U_4O_9 , U_3O_8 , UO_3 . Из них практически применяется UO_2 с массовым содержанием урана 88 %. В твэлах UO_2 используется либо в виде отдельных компактных прессованных и спеченных изделий (таблеток, стерженьков, пластин и т. п.), либо в виде сплошной массы, полученной засыпкой порошка в оболочку твэла с последующим уплотнением вибрацией, ротационной ковкой и т. п. Теоретическая плотность UO_2 $10,97 \cdot 10^3$ кг/м³. В компактных изделиях плотность UO_2 составляет более $10,0 \cdot 10^3$ кг/м³, в массе, уплотненной из порошка, $(8,8-9,5) \cdot 10^3$ кг/м³. Температура плавления 2880 ± 20 °C может уменьшаться при отклонениях от стехиометрического состава. В отличие от большинства керамических материалов UO_2 имеет

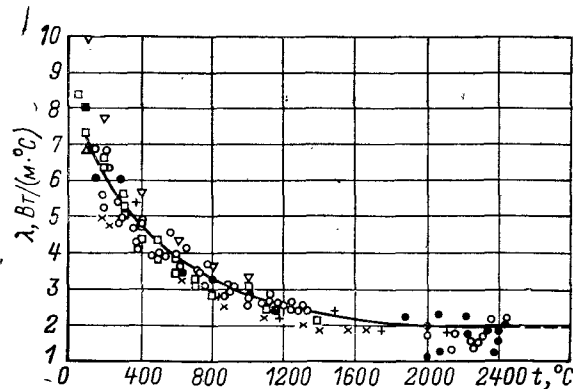


Рис. 7.6. Зависимость коэффициента теплопроводности UO_2 плотностью $10,4 \cdot 10^3$ кг/м³ от температуры по данным разных авторов

довольно высокий коэффициент линейного термического расширения: примерно $11 \cdot 10^{-6}$ 1/°C. Чрезвычайно низкая теплопроводность UO_2 с ростом температуры уменьшается еще больше (рис. 7.6). При снижении плотности теплопроводность падает, что имеет место в топливной массе, полученной уплотнением порошка в оболочке. Однако при работе в реакторе под воздействием высокой температуры и температурного перепада структура материала изменяется и теплопроводность

уплотненной UO_2 становится сравнимой с теплопроводностью спеченной UO_2 . Теплоемкость UO_2 в зависимости от температуры лежит в пределах $0,245-0,350$ кДж/(кг·°C).

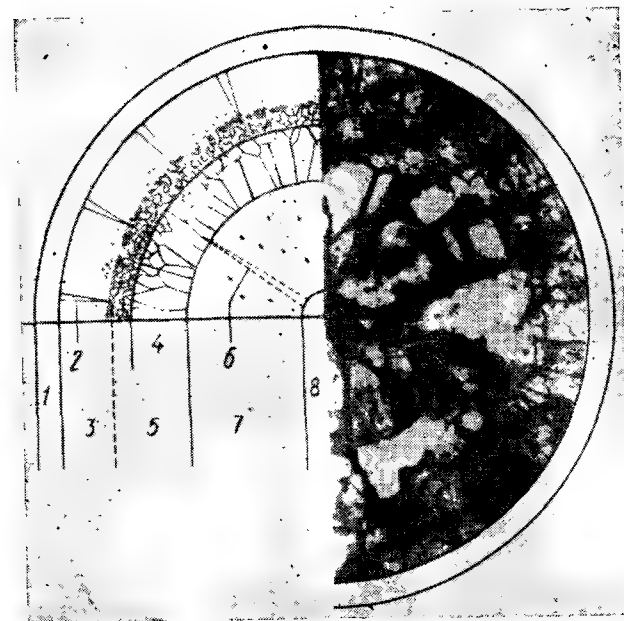
Механические свойства UO_2 в значительной степени зависят от технологии изготовления, определяющей плотность готовых изделий, и свойств исходного порошка (главным образом размера частиц). UO_2 — хрупкий материал. Поэтому наиболее характерен для нее предел прочности при изгибе. Для компактных изделий он составляет 65—100 МПа при комнатной температуре и повышается с ростом температуры. При 1000 °C он равен 90—135 МПа. Выше 1400 °C UO_2 теряет свою прочность и становится пластичной. Разброс механических характеристик объясняется различием технологии изготовления изделий из UO_2 . Предел прочности на сжатие UO_2 составляет 400—1000 МПа, модуль упругости $17,5 \times 10^4$ МПа.

С обезгаженной водой и паром при температуре до 350 и 400 °C соответственно UO_2 практически не реагирует. На воздухе спеченная UO_2 при комнатной температуре практически не окисляется. С повышением температуры скорость окисления несколько возрастает, достигая максимума при температуре 500—700 °C, а затем вновь уменьшается. Порошок UO_2 окисляется на воздухе даже при комнатной температуре. С жидкометаллическими теплоносителями UO_2 совместима до температуры 600 °C. Водород не взаимодействует с ней до температуры плавления. UO_2 совместима с основными конструкционными материалами при рабочей температуре.

UO_2 отличается высокой размерной стойкостью под облучением, позволяющей достигать глубоких выгораний. Структура спеченных таблеток вскоре после начала работы приобретает вид, изображенный на рис. 7.7. Такое изменение структуры происходит вследствие воздействия высокой температуры и темпера-

Рис. 7.7. Структура UO_2 в твэле, проработавшем до глубины выгорания 680 МВт·сут/т U:

- 1 — оболочка; 2 — радиальные трещины; 3 — зона с первоначальной структурой таблетки (хрупкая UO_2); 4 — зона с радиальными столбчатыми кристаллами; 5 — зона пластичной UO_2 ; 6 — усадочные трещины; 7 — зона с литой структурой UO_2 ; 8 — центральный канал



турных градиентов. Помимо таких изменений в UO_2 происходят изменения, обусловленные образованием продуктов деления и воздействием осколков высоких энергий на кристаллическую решетку. Газообразные продукты деления частично удерживаются в кристаллической решетке, а частично выделяются из нее. Газовыделение зависит от стехиометричности, плотности, выгорания и очень су-

существенно от температуры. До 1650 °C выделяется небольшой процент образовавшихся газов, а при дальнейшем повышении температуры газовыделение резко возрастает (рис. 7.8). В UO_2 происходит также накопление газообразных и твердых продуктов деления в решетке, что приводит к некоторому ее распуханию. Под облучением изменяются свойства UO_2 : теплопроводность по мере выгорания топлива сначала падает, а затем остается на постоянном уровне (снижение теплопроводности может достигать 40—50 %), уменьшается температура плавления до ~2600 °C при достижении выгорания более 50 МВт·сут/т U .

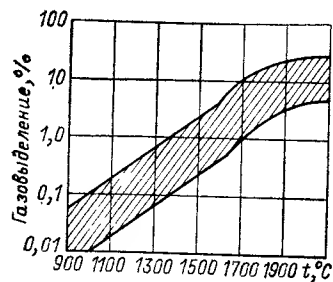


Рис. 7.8. Зависимость выделения газообразных продуктов деления из UO_2 от температуры в центре топлива

Двуокись тория (ThO_2) во многом сходна с UO_2 . Высших окислов тория не имеет. Теоретическая плотность ThO_2 $9,82 \cdot 10^3$ кг/м³, на практике можно получать изделия плотностью $(9,5—9,7) \cdot 10^3$ кг/м³. Температура плавления 3300 °C. Коэффициент линейного термического расширения составляет $(8,9—10,6) \cdot 10^{-6}$ 1/°C, теплопроводность лишь незначительно превышает теплопроводность UO_2 при низких температурах и падает с ростом температуры, приближаясь к ней. Теплоемкость ThO_2 ниже, чем UO_2 , особенно при высоких температурах.

ThO_2 , как и UO_2 , — хрупкий материал. Предел прочности на изгиб при плотности $8,02 \cdot 10^3$ кг/м³ и комнатной температуре составляет 90 МПа, предел прочности на сжатие 150 МПа, модуль упругости $1,3 \cdot 10^5$ МПа. Добавкой к ThO_2 0,5—3,0 % окиси кальция можно повысить предел прочности на изгиб до 133—180 МПа, предел прочности на сжатие до 2480—2800 МПа, модуль упругости до $(15—30) \cdot 10^4$ МПа.

Спеченная ThO_2 устойчива в воде до 315 °C, практически не растворяет кислорода, благодаря чему ее можно обжигать на воздухе. ThO_2 образует с UO_2 непрерывный ряд твердых растворов, что позволяет готовить любые их смеси, необходимые для применения в некоторых типах реакторов.

Поведение смеси UO_2+ThO_2 под облучением аналогично поведению UO_2 . **Двуокись плутония.** Плутоний имеет три окисных соединения: PuO , Pu_2O_3 , PuO_2 . Основное применение имеет PuO_2 , которая при повышенной температуре легко теряет кислород. Теоретическая плотность PuO_2 $11,46 \cdot 10^3$ кг/м³. Максимальная плотность спеченных изделий составляет $11,2 \cdot 10^3$ кг/м³. Температура плавления 2400 °C. Значения коэффициента термического расширения изменяются от $7,5 \cdot 10^{-6}$ до $12,3 \cdot 10^{-6}$ 1/°C. Теплопроводность PuO_2 еще ниже, чем у UO_2 и ThO_2 . Коэффициент теплоемкости PuO_2 известен только при низких температурах. Его значения невелики. PuO_2 — очень прочный окисел. Она медленно растворяется даже в кипящих минеральных кислотах. Если ее прокаливать при температуре выше 500 °C, она становится еще более инертной и почти нерастворимой в кислотах. При прокаливании на воздухе PuO_2 стабильна.

Большое значение для практических целей имеют смеси PuO_2+UO_2 . Между собой они образуют непрерывный ряд твердых растворов, которые имеют структуру, аналогичную структуре исходных веществ. Содержание плутония не превышает 30 %. Также непрерывный ряд твердых растворов образует PuO_2 с ThO_2 .

Неокисные соединения урана, тория, плутония. Наибольшее значение из неокисных соединений в настоящее время имеют карбиды.

Уран с углеродом образует монокарбид UC , дикарбид UC_2 и полуторный карбид U_2C_3 . Наиболее перспективен UC . Массовое содержание урана в нем составляет 95,2 %. UC по сравнению с UO_2 имеет более высокую теплопроводность. Плотность UC составляет $13,6 \cdot 10^3$ кг/м³; плотность UC_2 может быть в пределах $(10—12,8) \cdot 10^3$ кг/м³. Теплопроводность UC близка к теплопроводности металлического урана. Коэффициент теплопроводности UC_2 плотностью $10,8 \cdot 10^3$ кг/м³ при 200 °C составляет 12,8 Вт/(м·°C) и с ростом температуры постепенно повышается, достигая при 1600 °C значения 20,1 Вт/(м·°C).

Температура плавления UC находится в пределах 2430—2470 °C, UC_2 — в пределах 2500—2560 °C.

Коэффициент термического линейного расширения UC составляет от $10,4 \cdot 10^{-6}$ до $12,3 \cdot 10^{-6}$ 1/°C. Коэффициент термического линейного расширения UC_2 изменяется от $10,5 \cdot 10^{-6}$ до $19,5 \cdot 10^{-6}$ 1/°C.

Прочность карбидов урана зависит от технологии изготовления. Предел прочности на изгиб при комнатной температуре находится на уровне 60—100 МПа, средний предел прочности на сжатие ~350 МПа.

UC очень чувствителен к влаге и уже при комнатной температуре окисляется кислородом и водяным паром воздуха. В воде очень быстро разрушается при 100 °C. В органических жидкостях не стабилен, по отношению к жидкометаллическим теплоносителям инертен. Со многими конструкционными материалами UC совместим до температуры порядка 900 °C. UC_2 несколько устойчивее UC . Под облучением карбиды урана ведут себя аналогично UO_2 .

Плутоний с углеродом образует монокарбид PuC и полуторный карбид Pu_2C_3 . Теоретическая плотность PuC $13,99 \cdot 10^3$ кг/м³. Температура плавления 1850 °C. Коэффициент теплопроводности существенно ниже, чем у UC , и составляет 9,5—13 Вт/(м·°C) в диапазоне 200—400 °C. Средний линейный коэффициент термического расширения PuC равен $11,0 \cdot 10^{-6}$ 1/°C.

Торий имеет два соединения с углеродом: ThC и ThC_2 . Их теоретическая плотность соответственно равна $10,64 \cdot 10^3$ и $9,3 \cdot 10^3$ кг/м³, температура плавления 2625 и 2655 °C.

Из других соединений урана, плутония, тория как перспективное ядерное топливо можно рассматривать нитриды, сульфиды и др.

Дисперсионное топливо представляет собой гетерогенную смесь, в которой топливная фаза дисперсионно распределена в нетопливном матричном материале. При этом каждая частица ядерного топлива является как бы микровзломом, заключенным в оболочку, роль которой выполняет матрица. Дисперсионное топливо устойчиво при работе в ядерном реакторе вследствие того, что его свойства определяются свойствами матричного материала, который практически не повреждается осколками деления. Воздействие же нейтронов на матричный материал повреждает его значительно меньше, чем осколки деления.

Дисперсионное топливо должно отвечать следующим требованиям: топливная фаза должна по возможности иметь высокое содержание делящегося нуклида, быть достаточно плотной и прочной; матричный материал должен иметь хорошие теплофизические и механические свойства (быть теплопроводным, достаточно прочным и пластичным и т. п.); не должно быть взаимодействия между топливной фазой и матричным материалом как при работе в реакторе, так и в процессе изготовления; матричный материал должен быть коррозионно-стойким в среде теплоносителя при рабочих параметрах; материалы, используемые в дисперсионном топливе, должны иметь по возможности низкое сечение захвата тепловых нейтронов.

В качестве топливной фазы применяются металлические U , Pu , Th , их сплавы и различные соединения, в качестве матрицы — металлы, керамические материалы, графит.

Интересным решением является использование для дисперсного топлива в качестве топливной фазы микровзломов — сферических частиц топлива размером в поперечнике 200—1000 мкм с защитным покрытием толщиной 30—100 мкм. Покрытие задерживает осколки деления и защищает тем самым матрицу от повреждения, а также исключает взаимодействие топлива с материалом матрицы. Топливные частицы чаще всего изготавливают из UO_2 и UC , для покрытия используют окислы алюминия, бериллия, магния, циркония, пиролитический графит, карбиды кремния и циркония. Размеры частиц топлива выбираются таким образом, чтобы длина пробега осколков деления была существенно меньше этого размера. Толщина покрытия также должна превосходить длину пробега осколков деления. Часто покрытия на частицах выполняются многослойными. Например, может быть покрытие, состоящее из буферного слоя пиролитического графита, плотного внутреннего слоя из него же, затем слоя карбида кремния и внешнего слоя (опять из пиролитического графита). В таком покрытии большинство осколков деления остается в буферном слое.

7.3.2. Конструкционные материалы

Очень ответственная деталь конструкции твэла — его оболочка. Оболочки твэлов работают в сложных условиях высоких температур и активных сред. Кроме того, они могут изнашиваться от воздействия дистанционирующих и других узлов, с которыми контактируют твэлы, подвергаться коррозии и эрозии как со стороны теплоносителя, так и со стороны топлива под воздействием продуктов деления; на их наружной поверхности могут откладываться продукты коррозии. Из сказанного видно, что выбор конструкционных материалов для оболочек твэлов требует глубокого анализа и всестороннего изучения свойств применяемых материалов. В первую очередь, выбор материала определяется видом и параметрами теплоносителя. Заглушки твэлов изготавливают из тех же материалов, что и оболочки. Такие же материалы применяют обычно и для деталей ТВС, топливных каналов и других узлов активных зон.

Перечислим основные требования, которым должны удовлетворять конструкционные материалы:

- коррозионная и эрозионная стойкость в теплоносителях при заданных параметрах, совместимость с топливом и продуктами деления;
- удовлетворительные механические свойства (прочность, пластичность, ползучесть) с учетом воздействия излучения, вызывающего изменения этих свойств;

- высокая теплопроводность;
- низкое сечение захвата нейтронов;
- технологичность (возможность получения труб и других требуемых профилей, свариваемость);
- экономичность и доступность.

Основные конструкционные материалы, используемые для элементов активных зон ядерных реакторов, и их главные свойства приведены в табл. 7.4.

Алюминий и его сплавы широко применяются для низкотемпературных реакторов с водяным и органическим теплоносителями при температуре не выше 250—300 °С. В частности, алюминий является основным материалом, используемым для оболочек твэлов исследовательских реакторов бассейнового типа.

Чаще всего применяют сплавы, легированные небольшими добавками никеля, железа, меди, кремния, магния, хрома. Такие сплавы в зависимости от состава обладают достаточно хорошей коррозионной стойкостью в воде при температуре 100—250 °С. Предел прочности сплавов при 20 °С равен 120—150 МПа, а предел текучести 40—60 МПа; при температуре порядка 200 °С эти показатели соответственно снижаются до 90—100 и 30—40 МПа.

Алюминиевые сплавы обладают очень высокой теплопроводностью и низким сечением захвата тепловых нейтронов. Они технологичны, широко приме-

Таблица 7.4. Основные конструкционные материалы, используемые в активных зонах ядерных реакторов, и их главные свойства

Материал	Плотность, 10 ³ кг/м ³	Температура плавления, °С	Коэффициент линейного расширения, 10 ⁻⁶ 1/°С	Коэффициент теплопроводности, Вт/м·°С	Удельная теплоемкость, кДж/кг·°С	Сечение поглощения тепловых нейтронов, б
Алюминий	2,7	660	23,8	210	0,9	0,215
Магний	1,74	651	26,0	159	1,05	0,059
Бериллий	1,85	1284	11,6	180	1,76	0,009
Цирконий	6,5	1845	5,8	23,9	0,29	0,18
Сталь Х18Н10Т	7,95	1400—1425	16,0	14,6	0,5	2,88
Графит	1,65	Возгоняется при p = 0,1 МПа, t = 3650 ± 25° С	5—3	170—130	0,72	0,0045

няются в технике. Все это делает их привлекательными для использования в реакторостроении.

Магний и его сплавы также вызывают интерес как материалы для изготовления твэлов. Магний имеет низкое сечение поглощения нейтронов, высокую теплопроводность, дешев и доступен. Легируют магний цирконием, алюминием, торием, цинком, марганцем, при этом получают сплавы с удовлетворительными механическими и коррозионными свойствами. Чистый же магний при температуре до 100 °С имеет низкую пластичность ($\delta = 5 \div 10 \%$), при температуре 400—800 °С в чистом магнии во много раз увеличивается размер зерна, что еще больше снижает его пластичность. Из сплавов магния широкое распространение получил магниокс (легирование 0,5—0,7 % Zr и 0,8 % Al), используемый в английских и французских графитовых реакторах, охлаждаемых углекислым газом с температурой 330—400 °С.

Возможно использование в активных зонах ядерных реакторов бериллия вследствие чрезвычайно низкого сечения поглощения нейтронов (0,009 б) и высокой теплопроводности. Однако бериллий при температуре до 200 °С обладает пластичностью, близкой к 0, а при температуре 200—300 °С пластичность бериллия не превышает 10 %. Другой недостаток бериллия — его высокая токсичность, вследствие которой необходимо принимать строжайшие меры безопасности при обращении с ним.

Один из самых широко распространенных материалов, применяемых в конструкции активных зон, — цирконий. В СССР и за рубежом разработано несколько сплавов циркония, которые используются для оболочек твэлов, труб топливных каналов, различных деталей ТВС.

Цирконий имеет низкое сечение поглощения нейтронов (по этому показателю он уступает только магнию и бериллию) и довольно высокую температуру плавления.

Применяемые сплавы циркония обладают хорошей коррозионной стойкостью в воде, пароводяной смеси, насыщенном и перегретом паре до температуры порядка 350—360 °С. Ожидается, что в перспективе температурный предел работы циркониевых сплавов будет существенно повышен. Механические свойства чистого циркония невысоки. Легированием добиваются наряду с обеспечением достаточной коррозионной стойкости и повышения механических свойств. Так, предел текучести сплава Zr—1 % Nb, применяемого в СССР для оболочек твэлов, при температуре 20, 200, 300 и 400 °С соответственно равен 200, 160, 120 и 90 МПа, а сплава Zr—2,5 % Nb, применяемого для канальных труб реакторов типа РБМК, при тех же температурах — 280, 220, 200, 180 МПа. Циркониевые сплавы обладают и довольно высокой пластичностью (порядка 20—40 %).

К неудовлетворительным механическим свойствам циркониевых сплавов следует отнести их высокую ползучесть при температуре 320—350 °С и выше. Это свойство необходимо учитывать при конструировании узлов активных зон. Кроме того, цирконий растворяет водород, возникающий в процессе коррозии, при этом образуются гидриды циркония, в результате чего пластичность циркония падает и он может сильно охрупчиваться. Особенно вредны гидриды, расположенные радиально. Соответствующими технологическими методами обработки удается существенно понизить склонность циркония к выделению радиально ориентированных гидридов.

Всесторонние исследования циркониевых сплавов, проведенные за многие годы, позволили обеспечить высокую работоспособность узлов и деталей из них в водоохлаждаемых реакторах.

Для реакторов с температурой теплоносителя 500—550 °С (а в некоторых случаях и с более низкой) в настоящее время применяют аустенитные нержавеющие стали типа Х18Н10Т. Такие стали коррозионно-стойки в воде до 360 °С, а в водяном паре и жидких металлах — до 650 °С.

Механические свойства аустенитных нержавеющих сталей как при низкой, так и при рабочей температуре достаточно высокие. Например, предел прочности при 20 °С равен 650 МПа, при 500 °С — 430 МПа, а при 650 °С — 355 МПа, предел текучести при тех же температурах составляет 270, 170 и 160 МПа. Эти стали обладают и высокой пластичностью. Коэффициент относительного удлинения во всем диапазоне рабочих температур не бывает ниже 25—27 %.

Теплопроводность хромоникелевых сталей невысока: коэффициент теплопроводности порядка 14—15 Вт/(м·°С). Недостатком является и сравнительно высокое сечение поглощения тепловых нейтронов — 2,88 б. В технологическом отношении эти стали обладают удовлетворительными свойствами: из них получают нужные профили; они свариваются.

Для повышения жаропрочности хромоникелевых сталей при высокой температуре их легируют молибденом (стали марки Х16Н11М3, 0Х16Н15М3Б). Возможно также легирование титаном, ниобием и другими элементами. Для работы при высокой температуре разработаны также сплавы на никелевой основе и на основе тугоплавких металлов — ниобия, молибдена, ванадия, вольфрама, тантала. Основные недостатки сплавов из тугоплавких металлов — их низкая пластичность и большое (кроме ниобия и молибдена) сечение захвата тепловых нейтронов. Пока эти сплавы широкого применения в ядерных реакторах не получили.

Основной конструкционный материал в высокотемпературных ядерных реакторах — графит, который используется и как замедлитель, и как материал для изготовления оболочек ТВЭЛов. Графит имеет сложную структуру. Многие его свойства существенно зависят от кристаллографического направления.

При высокой температуре графит может окисляться и выгорать. С целью предотвращения выгорания графита при эксплуатации необходимо обеспечивать строгое соблюдение газового режима, отсутствие в газе кислорода и других примесей в количествах, выше допустимых. С топливом, которое применяется в высокотемпературных реакторах, графит при рабочей температуре хорошо совместим.

Механические свойства графита сильно зависят от технологии изготовления графитовых узлов и направления приложения усилий. С увеличением плотности прочность повышается. При температуре 20 °С предел прочности на растяжение может изменяться от 7 до 21 МПа, на сжатие от 21 до 35 МПа, а предел прочности на изгиб от 7 до 30 МПа. С увеличением температуры прочность графита растет, и при 2800 °С она примерно вдвое выше, чем при комнатной температуре.

Графит имеет высокую теплопроводность, сравнимую с теплопроводностью таких металлов, как бериллий, алюминий, магний, и низкий коэффициент линейного расширения. Сечение захвата тепловых нейтронов графитом в 2 раза ниже, чем бериллием. Графит технологичен. Из него прессованием можно получать изделия различной геометрической формы, он легко обрабатывается механически.

Для обеспечения герметичности графитовых оболочек ТВЭЛов используются покрытия из пироуглерода (PyC) и карбида кремния (SiC). Пироуглерод — это форма графита, при которой большинство атомов углерода расположено в виде параллельных слоев. Пироуглерод хорошо задерживает газообразные осколки деления — ксенон, криптон, а карбид кремния служит эффективным барьером для твердых осколков деления.

В настоящем параграфе изложены лишь основные свойства и характеристики топливных и конструкционных материалов. Более подробные сведения следует получать в специальных работах по материалам.

7.3.3. Действие реакторных излучений на материалы

Под воздействием реакторных излучений, главным образом быстрых нейтронов с энергией больше 1 МэВ, в материалах происходят радиационные повреждения — нарушается кристаллическая решетка. На первом этапе, когда энергия нейтрона еще высока, при движении через материал он сравнительно редко сталкивается с атомами, расположенными в узлах кристаллической решетки. При этом атомы выбиваются со своих мест и располагаются в межузельных решетках. В результате образуются парные дефекты: вакансии — межузельный атом. Межузельный атом, если он обладает достаточно большой энергией, может в свою очередь столкнуться с другим атомом и сместить его. Таким образом образуются сложные разветвленные цепочки парных дефектов.

По мере движения нейтрон теряет свою энергию за счет столкновений, и столкновения учащаются. На определенном участке они становятся очень частыми, за короткое время в небольшой области нейтрон отдает всю свою энергию.

В этой области с поперечным размером, равным нескольким десяткам микрон, за время 10^{-10} — 10^{-12} с температура повышается до нескольких тысяч градусов. В результате кристаллическая решетка полностью разрушается, вещество переходит в жидкое или плотного газообразное состояние, называемое «атомной плазмой». После остывания первоначальная кристаллическая структура расплавленного вещества почти полностью восстанавливается.

Образовавшиеся в материалах дефекты приводят к изменению их прочностных и некоторых других свойств. Как правило, материалы упрочняются и охрупчиваются, т. е. пределы прочности и текучести у них увеличиваются, а коэффициент относительного удлинения уменьшается. Кроме того, снижается теплопроводность материалов. Изменения свойств зависят от флюенса нейтронов, которым облучены материалы, от вида материала, а также от температуры, при которой работает материал. Обычно при более высокой температуре свойства изменяются в меньшей степени: происходит как бы отжиг материалов и снятие радиационных повреждений.

Помимо радиационных повреждений некоторые материалы подвержены газовому распуханию — свеллингу: образовавшиеся газообразные продукты ядерных реакций скапливаются в имеющихся в материалах микропорах, при этом давление газа может достигать очень больших значений, в результате чего происходит газовое распухание материалов.

При выборе материалов и конструировании элементов, работающих в условиях облучения всегда требуется учитывать изменение свойств материалов под воздействием реакторных излучений. Если имеющихся данных недостаточно, необходимо провести реакторные исследования материалов и получить данные по влиянию облучения на изменение их свойств.

7.4. КОНСТРУКЦИИ ТВЭЛОВ

7.4.1. ТВЭЛы с металлическим топливом

Металлическое урановое топливо применяется с самого зарождения реакторостроения как в одноцелевых реакторах для производства плутония, так и в двухцелевых для производства плутония и электроэнергии. К первым относятся охлаждаемые водой реакторы с графитовым (в Ханфорде) и с тяжеловодным (в Саванна-Ривере) замедлителем, а ко вторым — реакторы Великобритании и Франции с графитовым замедлителем и углекислым газом в качестве теплоносителя.

Металлическое топливо — экономически выгодное топливо, так как содержание делящихся нуклидов в нем близко к 100 %, при этом оно имеет высокую плотность и хорошую теплопроводность. Однако ряд недостатков металлического топлива сдерживает пока его широкое применение в энергетических реакторах с высокой энергонапряженностью активной зоны. Допустимая температура работы металлического урана должна быть ниже температуры α — β -перехода, так как последний сопровождается увеличением объема топлива. При работе в области 400—500 °С происходит газовое распухание урана вследствие накопления в нем газообразных осколков деления. При температуре от комнатной до 400—500 °С урану присуща сверхпластичность, и он легко теряет свою форму под нагрузкой. И наконец, урану присущи формоизменение и радиационный рост, приводящие к увеличению размеров топливного сердечника. Вследствие указанных причин достижимое выгорание металлического урана невелико — оно не превышает $4\text{--}5 \cdot 10^3$ МВт·сут/т U.

ТВЭЛы с металлическим ураном для реакторов, вырабатывающих плутоний, и для двухцелевых обычно выполняются в виде блоков, загружаемых в реактор индивидуально, без объединения в сборки. Размер поперечного сечения блоков составляет 20—40 мм, т. е. достаточно большой. Вследствие ограничения уровня рабочих температур металлического урана в большинстве случаев соответствующими технологическими процессами обеспечивается тот или иной вид сцепления топливного сердечника с оболочкой.

ТВЭЛы с алюминиевой оболочкой применяются для реакторов АЭС «Ханфорд» и «Саванна-Ривер». В ханфордских реакторах размещают блоки (рис.

7.9), состоящие из сердечника диаметром 34,5 и длиной 204 мм, очехлованные алюминиевой оболочкой толщиной 0,9 мм. С одного торца эта оболочка переходит в днище толщиной 8,9 мм, а с другого — герметизируется привариваемой заглушкой толщиной 8,4 мм. Между сердечником и оболочкой осуществлено диффузионное сцепление с помощью силуминового припоя толщиной около 0,15 мм. В ханфордских реакторах применяются также блоки втулочного типа с внутренним отверстием диаметром 9,5 мм, отвод тепла в которых осуществляется как с наружной, так и с внутренней поверхности. Диаметр блоков реактора АЭС «Саванна-Ривер» составляет 27,4 мм, диаметр топливного сердечника 25,4 мм, длина 203 мм. В качестве топлива используется либо технически чистый, либо слаболегированный уран, содержащий 0,01—0,05 % Fe и 0,01—0,03 % Si. При этом тех-

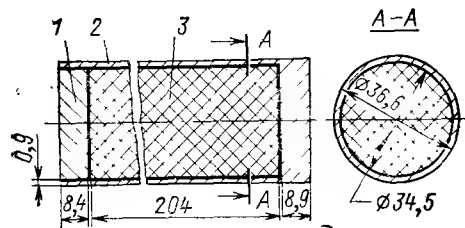


Рис. 7.9. Блочный твэл реактора АЭС «Ханфорд»:

1 — заглушка; 2 — оболочка твэла; 3 — топливный сердечник

нологическими режимами обработки обеспечивается квазинизотропная (нетекстурированная) структура металла сердечника и размер зерна от 100 до 350 мкм. При таких характеристиках при облучении блоков не происходит чрезмерного огрубления поверхности и радиационного роста топливных сердечников.

Для загрузки твэлов в активную зону в ханфордских реакторах имеются однострубные каналы с внутренними ребрами, установленные горизонтально. В реакторе АЭС «Саванна-Ривер» применены вертикальные четырехтрубные каналы с тремя внутренними ребрами в каждой трубе. Охлаждающая вода протекает в кольцевой щели между блоками и стенкой трубы канала. Установка блоков в каналах показана на рис. 7.10.

Твэлы с оболочкой из магниевого сплава (магнокса) применяют в английских и французских реакторах (табл. 7.5), охлаждаемых углекислым газом с

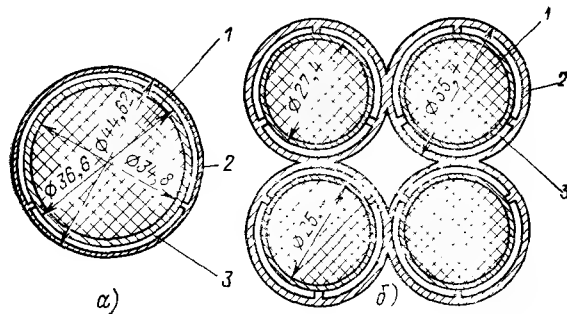


Рис. 7.10. Расположение твэлов в каналах реакторов АЭС «Ханфорд» (а) и «Саванна-Ривер» (б):

1 — твэл; 2 — труба канала; 3 — канал теплоносителя

температурой на выходе 330—400 °С при давлении 1,0—4,0 МПа. Вследствие повышенных параметров и стремления получить большую энергонапряженность активной зоны при конструировании твэлов этих реакторов особое внимание было уделено обеспечению надежного теплоотвода. Для этого оболочки твэлов снабжены различного типа ребрами. В некоторых реакторах применены твэлы с двухсторонним охлаждением, что позволяет при сохранении диаметра канала и максимальной температуры урана увеличивать снимаемую мощность. Для увеличения выгорания и повышения надежности разработаны втулочные твэлы с графитовым сердечником. В реакторах с вертикальными каналами применяют твэлы, заключенные в графитовые втулки. Это исключает изгибы из-за ползучести, возникающей на нижних твэлах под воздействием веса верхних. Для повышения жесткости твэлов применяют также продольные ребра. В качестве топлива в этих твэлах в Великобритании используется легированный уран с

Таблица 7.5. Основные данные твэлов некоторых магноксовых реакторов

Реактор	Тип твэла	Сердечник		Твэл		Максимальная энергонапряженность, МВт/г U	Максимальное выгорание, МВт·сут/г U
		Диаметр, мм	Длина, мм	Диаметр по ребру, мм	Длина, мм		
Великобритания	Блочный с четырьмя опорными стойками	29,2	1015	57,7	1500	1,77	2700
	Блочный с двумя графитовыми стойками	28	482	100	575	2,4	4500
	Блочный с графитовой втулкой	29,2	610	125	700	2,13	4500
Франция	Блочный	31	282	66,3	300	3,3	4000
	Втулочный	43×23	600	46×20	630	6,0	3500
	Кольцевой	95×77	600	98×74	630	10	3500

добавками железа (0,02—0,05 %) и алюминия (0,05—0,12 %), во Франции с добавками молибдена (до 1,1 %) и олова с алюминием (по 0,05 %). Оболочкой в твэлах для реакторов, охлаждаемых CO_2 , служат сплавы магния с небольшими добавками циркония (0,5—0,7 %) или алюминия (0,8 %).

На рис. 7.11 показан разрез твэла одного из первых английских реакторов АЭС «Колдер-Холл». Топливный сердечник из металлического урана диаметром 29,2 мм и длиной 1015 мм заключен в оболочку из магнокса, оребренную по наружной поверхности винтовыми ребрами высотой 12,7 мм с шагом 3,18 мм.

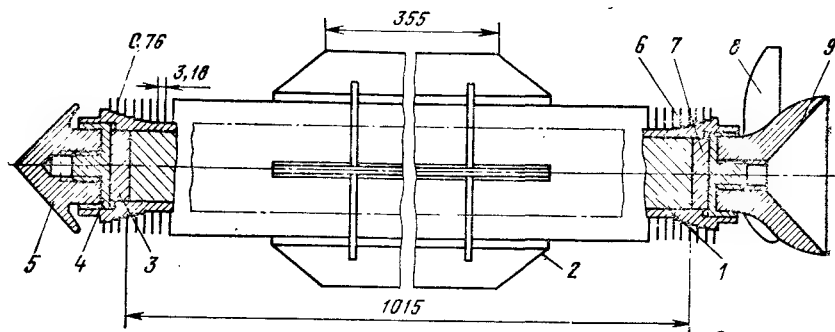


Рис. 7.11. Твэл реактора АЭС «Колдер-Холл»:

1 — топливный сердечник из металлического урана; 2 — продольное ребро; 3 — промежуточная пробка; 4 — концевая заглушка; 5 — опорный конус; 6 — поперечное винтовое ребро; 7 — промежуточная пробка; 8 — направляющий выступ; 9 — конусообразное гнездо

Толщина ребра составляет 0,76 мм, а толщина оболочки 1,53 мм. С обоих концов оболочка герметизирована заглушками, приваренными к оболочке. Между торцами топливного сердечника и концевыми заглушками установлены изолирующие проставки для снижения теплового потока к торцам твэла. На центральные резьбовые стержни заглушек накручены опорный конус (в нижней части твэла) и конусообразное гнездо (в верхней части твэла). При установке в реакторе каждый верхний твэл своим нижним конусом опирается на верхнее гнездо твэла, расположенного ниже. В верхней части имеются также три направляющих выступа для центровки твэлов в отверстиях графитовой кладки реактора. Выступы служат также для захвата твэлов при загрузке в реактор и выгрузке их из него.

В средней части твэла установлено подпорное устройство, состоящее из четырех скошенных продольных ребер, соединенных между собой поперечными связями. Подпорное устройство препятствует изгибу твэла при воздействии внешней нагрузки.

Во французском реакторе АЭС «Маркуль» (G-2) с горизонтальным расположением каналов, используются твэлы, которые на наружной поверхности оболочки имеют 16 продольных ребер, из них четыре длиннее всех остальных. Двумя из этих ребер твэл опирается на нижнюю часть цилиндрической поверхности канала. Диаметр топливного сердечника равен 28 или 31 мм, длина 282 мм; внутренний диаметр оболочки 28,3 или 31,3 мм, наружный — 31,3 или 34,3 мм. Расстояние между концами диаметрально противоположных длинных ребер равно 66,3 мм, а диаметр канала (отверстия в графитовой кладке реактора) — 70 мм.

Возможность применения металлического топлива в современных энергетических реакторах весьма заманчива. Однако для этого необходимо существенно повысить глубину выгорания до значения не менее $(15-20) \cdot 10^3$ МВт·сут/т U. Кроме того, должны быть созданы конструкции, в которых была бы исключена возможность активного взаимодействия топливного сердечника с теплоносителем реактора.

Для повышения выгорания требуется наличие свободного объема для распухания твэла при работе в реакторе. Такой объем может быть создан или внутри топливного сердечника — в виде отверстия в центре, или снаружи — в

виде зазора между сердечником и оболочкой. Во втором случае зазор должен быть заполнен контактным материалом из жидкого металла. При этом необходимо иметь внутри твэла в его торцевой части дополнительный свободный объем для перетока в него металла из зазора при распухании топлива.

Для предупреждения активного взаимодействия топливного сердечника с теплоносителем можно покрыть его тонким слоем защитного металла, ввести в поверхностный слой индикатор разгерметизации оболочки твэла и применять другие меры.

Работы по созданию твэлов с металлическим топливом для энергетических реакторов ведутся очень интенсивно, однако пока они не вышли из стадии теоретических разработок и экспериментальных исследований.

7.4.2. Твэлы с двуокисью урана

В настоящее время двуокись урана — основной вид топлива в ядерной энергетике всего мира. Она используется в корпусных и канальных реакторах с некипящим и кипящим водяным теплоносителем, в реакторах на быстрых нейтронах с жидкотеплопроводящим теплоносителем, в реакторах с газовым теплоносителем. В основном UO_2 применяется в стержневых твэлах в виде спеченных компактных изделий (стерженьков, таблеток).

Одно из основных преимуществ UO_2 заключается в хорошей способности длительно работать в условиях облучения при глубине выгорания топлива — десятки тысяч мегаватт-сутки на тонну урана. UO_2 имеет высокую температуру плавления и не взаимодействует с конструкционными материалами до высоких температур. При контакте с водой, паром и другими теплоносителями при рабочих параметрах UO_2 обладает высокой коррозионной стойкостью. При массовом изготовлении изделий из UO_2 она является технологичным материалом.

Из недостатков UO_2 следует отметить ее низкую теплопроводность, хрупкость, а также меньшие по сравнению с металлическим топливом плотность и процентное содержание урана в топливной композиции. Последнее обстоятельство приводит к необходимости применять уран более высокого обогащения по делящемуся изотопу, чем при использовании металлического топлива.

Твэлы, в которых применяется UO_2 , в основном стержневые контейнерного типа. Такой твэл представляет собой трубку из оболочечного материала с герметично приваренными концевыми заглушками, во внутреннюю полость которой помещены компактные изделия из спеченной UO_2 в виде стерженьков или таблеток. Диаметр стержневых твэлов для разных типов реакторов может меняться в пределах от 5 до 15 мм, длина — от одного до нескольких метров. И стерженьки и таблетки готовятся методом предварительного прессования с последующим спеканием, при этом может быть достигнута довольно высокая относительно теоретической плотность UO_2 — порядка $10,5-10,6$ г/см³.

Спеченные изделия из UO_2 загружают в оболочечную трубку с зазором, размер которого зависит от материала оболочки. В качестве такого материала в настоящее время в основном применяют циркониевые сплавы и хромоникелевую нержавеющую сталь. Известно, что циркониевые сплавы при нагреве расширяются примерно в 2 раза меньше, чем UO_2 . Поэтому зазор между топливным сердечником и циркониевой оболочкой необходимо выбирать достаточно большим, чтобы была обеспечена возможность увеличения диаметра сердечника при нагреве. Нержавеющие стали, наоборот, имеют коэффициент термического расширения больше, чем UO_2 (примерно в 1,5 раза). Таким образом, во время нагрева твэла зазор между топливом и оболочкой увеличивается. Так как при этом возрастает температурный перепад между оболочкой и топливом, а следовательно, и максимальная температура топлива, зазор необходимо выбирать минимально возможным по условиям технологического процесса сборки твэла. На максимальную температуру топлива влияет также и диаметр твэла и, в частности, диаметр топливного сердечника, который таким образом в определенной степени зависит от возможного размера зазора между топливом и оболочкой при использовании в качестве материала оболочки нержавеющей стали.

При работе в реакторе твэлов контейнерного типа со спеченной UO_2 из топлива во внутреннюю полость твэла выходят газообразные продукты деле-

ния. Их количество определяется выгоранием топлива и температурой, при которой находится UO_2 в реакторе. Чем больше выгорание и выше температура топлива, тем больше газов накапливается под оболочкой твэлов. Следовательно, при фиксированном внутреннем объеме давление газов внутри твэла выше.

Для поддержания напряжений в оболочке от внутреннего давления на допустимом уровне в твэлах предусмотрен свободный объем для сбора вышедших газов. Благодаря этому объему, называемому компенсационным, давление под оболочкой не поднимается выше допустимого. Компенсационный объем состоит из двух частей: сосредоточенного объема в одном из торцов твэла и распределенного объема, образуемого зазорами между топливом и оболочкой, между отдельными изделиями из UO_2 и т. п.

Толщина оболочки твэла контейнерного типа определяется условиями обеспечения ее прочности под воздействием наружного давления теплоносителя и внутреннего давления газообразных продуктов деления. В разные моменты в зависимости от режима работы реактора определяющей нагрузкой для твэлов является или наружное, или внутреннее давление. Максимальная нагрузка при правильно выбранном компенсационном объеме получается от внешнего давления.

В связи с наличием в одном из торцов твэла полости и возможностью вследствие этого свободного перемещения топлива по оси твэла при его перекручивании полостью вниз, при встряхиваниях и других подобных операциях топливо поджигается установленным в этой полости фиксатором, конструкция которого может быть различной. Во время расширения топлива при нагреве в твэлах с циркониевой оболочкой фиксатор перемещается или деформируется, обеспечивая тем самым возможность расширения топлива.

В литературе широко обсуждается также вариант стержневых твэлов с UO_2 в виде монолита. В такой конструкции UO_2 помещен в оболочку не в виде заранее спрессованных и спеченных компактных изделий, а в виде крупки, которая в дальнейшем уплотняется и спекается уже при совместной обработке с оболочкой. Крупка для заполнения твэла готовится из предварительно спеченной UO_2 путем ее размала. Уплотнение топливного сердечника в твэлах монолитного типа может осуществляться различными методами: вибрацией, совместным выдавливанием, ротационной ковкой и т. п. Во время этих процессов часто производится и формирование требуемых размеров твэла, главным образом диаметра. Уплотнение часто выполняется одновременно со спеканием. Плотность топливного сердечника в таких твэлах получается около 9 г/см^3 , т. е. ниже, чем у спеченных изделий из UO_2 . Однако средняя плотность топлива в контейнерных твэлах, отнесенная к внутреннему объему на высоте активной зоны, также близка к этому значению, поскольку в таких твэлах имеются пустоты в виде зазоров между топливом и оболочкой, лунок таблеток и т. п.

Твэлы монолитного типа имеют некоторые преимущества по сравнению с контейнерными. Толщина их оболочки может быть меньше, так как она не работает под воздействием наружного давления теплоносителя. Существенно менее жесткие требования предъявляются к точности изготовления оболочек вследствие того, что топливной крупкой заполняется весь внутренний объем твэла и она плотно контактирует с поверхностью оболочки. Технология изготовления твэлов монолитного типа в целом проще за счет отсутствия операций по приготовлению спеченных изделий из UO_2 и заполнения ими твэлов.

В то же время твэлам монолитного типа присущи и недостатки, наличие которых пока препятствует их широкому внедрению в практику реакторостроения. Топливные сердечники таких твэлов по сравнению с твэлами, заполненными спеченной UO_2 , менее стойки к коррозионному и эрозийному воздействию теплоносителя в случае повреждения оболочки и хуже удерживают газообразные продукты деления.

На рис. 7.1, а показан твэл отечественного канального реактора с кипящей водой (РБМК). В трубку из сплава $\text{Zr}+1\% \text{ Nb}$ наружным диаметром 13,6 мм с минимальной толщиной стенки 0,825 мм загружены таблетки из спеченной UO_2 высотой, близкой к диаметру таблетки. На торцах таблеток имеются сферические лунки для компенсации термического расширения топливного столба в наиболее горячей его части. Диаметральный зазор между топливом и оболочкой в зависимости от колебаний в пределах имеющихся допусков внутреннего диа-

метра оболочки и диаметра таблеток изменяется от 0,18 до 0,38 мм. Фиксация топливного столба осуществляется витой пружиной, расположенной в компенсационном объеме — газосборнике. Среднее статистическое отношение свободного объема под оболочкой твэла к объему загруженного топлива при изготовлении составляет 0,09.

Один конец твэла закрыт заглушкой в виде шайбы, приваренной к оболочке электронно-лучевой сваркой. С другого конца также электронно-лучевой сваркой к оболочке приварена втулка с отверстием, через которое производится вакуумирование и заполнение гелием внутренней полости твэла. Это отверстие после заполнения гелием заваривается аргоно-дуговой сваркой. К втулке приварен наконечник, которым твэл крепится к ТВС. Сварные швы для повышения их коррозионной стойкости отжигают, а наружную поверхность твэла с этой же целью подвергают травлению и автоклавированию.

Стержневые твэлы с UO_2 широко применяются в реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Конструкция твэлов и их размеры определяются особенностями этих реакторов. В частности, вследствие высокой энергонапряженности активной зоны требуются максимально развитые тепловыделяющие поверхности. Поэтому диаметр стержневых твэлов в реакторах на быстрых нейтронах меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, и составляет 6—8 мм. В зонах воспроизводства, где энергонапряженность существенно меньше, чем в активной зоне, диаметры твэлов выбираются большими.

Материалы воспроизводства торцевых зон часто помещают не в отдельных твэлах, а в одной оболочке с топливом активной зоны. Таким образом образуется единый твэл небольшого диаметра.

В реакторах на быстрых нейтронах требуется высокая концентрация ядерного топлива, поэтому в них используется высокообогащенное топливо, а твэлы располагаются в тесной решетке с малым зазором между ними. В этом случае обеспечить надежное дистанционирование твэлов с помощью дистанционирующих решеток затруднительно. Поэтому чаще всего их дистанционируют с помощью проволоки, навиваемой спирально на наружной поверхности оболочки, или с помощью ребер, выполняемых на оболочке.

Работа реактора на быстрых нейтронах экономически выгодна только при условии достижения в топливе глубины выгорания порядка $(60-100) \cdot 10^3 \text{ МВт} \times \text{Хсч/т U}$. При таком выгорании в топливе накапливается большое количество продуктов деления, в том числе и газообразных, для которых при герметичных твэлах требуется большой компенсационный объем. Так, в твэле реактора БН-600 высота компенсационного объема, расположенного в нижней, более холодной части твэла, равна 800 мм. Имеются варианты твэлов с отводом из них газообразных продуктов деления по специальным каналам. Однако такое решение усложняет конструкцию ТВС и реактора в целом.

Стержневые твэлы с PuO_2 или ThO_2 или со смесью окислов урана, плутония или тория принципиально не отличаются по конструкции от рассмотренных твэлов с UO_2 .

7.4.3. Твэлы с дисперсионным топливом

Дисперсионное топливо широко применяется в реакторах различных типов. Твэлы с дисперсионным топливом отличаются широким разнообразием геометрических форм, размеров, технологии изготовления, условий работы. Накапливающиеся продукты деления в дисперсионных твэлах локализуются в топливных частицах и в небольших объемах вокруг них. Вследствие этого выход продуктов деления из дисперсионного топливного сердечника бывает незначителен даже при контакте его с теплоносителями. Недостаток дисперсионного твэла — уменьшение объема, занимаемого топливом, вследствие чего приходится повышать обогащение делящимися нуклидами.

Рабочая температура дисперсионных твэлов и их совместимость с различными теплоносителями определяются матричными и топливными материалами, а также материалом оболочки, выбор которого в большей степени связан с при-

меняемой топливной композицией. Для снижения температурного перепада и максимальной температуры в дисперсионных твэлах практически всегда создается диффузионное соединение топливного сердечника с оболочкой. Вследствие этого и наличия теплопроводной матрицы температурный перепад в дисперсионных твэлах обычно мал, и они надежно работают в условиях переменных нагрузок, что часто бывает необходимо.

Изготавливают дисперсионные твэлы различными хорошо освоенными технологическими методами, применяя горячее прессование, шликерное литье, вибрационное уплотнение, выдавливание, холодное прессование с последующим спеканием и другие методы.

Дисперсионные твэлы широко применяются в исследовательских реакторах. В связи с необходимостью ускорения испытаний материалов и конструкций в таких реакторах должны быть высокие плотности потоков нейтронов, т. е. высокие удельные мощности и, следовательно, быстрый темп выгорания топлива. В то же время срок работы твэлов в реакторе должен быть достаточно большим. Невыполнение этого условия и частая замена твэлов повлекли бы за собой значительное удорожание испытаний и снижение их эффективности вследствие частых остановок реакторов на перегрузку твэлов. Этим требованием удовлетворяют дисперсионные твэлы, которые могут работать при больших выгораниях топлива.

В большинстве советских исследовательских реакторов используют дисперсионные кольцевые твэлы, получаемые методом совместного горячего прессования (см. рис. 7.1, б). Такие твэлы представляют собой трехслойную трубу, внутри которой слой из дисперсионной топливной композиции размещен между двумя оболочками. Теплоем в кольцевых твэлах осуществляется и с внутренней, и с наружной поверхности. В поперечном сечении кольцевые твэлы могут иметь окружность, квадрат или шестигранник. Для установки в реактор их собирают в ТВС с концентрическим расположением относительно друг друга. Топливный слой выполнен из UO_2 или из сплава уран — алюминий в матрице из алюминия, оболочки — из алюминиевого сплава. Герметизация твэлов осуществляется в процессе их изготовления при прессовании. Длина таких твэлов обычно составляет от 0,5 до 1 м, диаметр или поперечный размер для форм, не являющихся окружностью, лежит в пределах от 20 до 100 мм. Толщина топливного слоя 1—2 мм, а толщины оболочек 0,8—1,2 мм.

Дисперсионные твэлы применяют и в энергетических реакторах. Хорошо известны трубчатые твэлы (табл. 7.6), представляющие собой трехслойную трубу, внутри которой течет теплоноситель и теплоем в которых осуществляется только с внутренней поверхности (см. рис. 7.1, в). Такие твэлы используются в некоторых отечественных водо-графитовых реакторах. Главная особенность этого твэла состоит в том, что он одновременно является и каналом для теплоносителя. Поэтому к нему привариваются подводящие и отводящие трубопроводы, а сборка трубчатых твэлов в то же время представляет собой тракт для теплоносителя. Наличие внутреннего давления в трубчатых твэлах исключает попадание продуктов деления в теплоноситель даже при нарушениях герметичности внутренней оболочки твэла.

В качестве топливной композиции в отечественных трубчатых твэлах применяют сплав $U+9\% Mo$ или UO_2 , а в качестве матричного материала — магний или другую теплопроводную матрицу. Трубчатые твэлы в настоящее время применяются на Первой и Белоярской АЭС и на Билибинской АТЭЦ. При этом они используются и как испарительные для получения пароводяной смеси на Белоярской АЭС и Билибинской АТЭЦ, и как перегреватели для перегрева пара на Белоярской АЭС, а также для нагрева воды (Первая АЭС).

По мере повышения мощности твэлов увеличивали и их поперечные сечения для прохода теплоносителя. Это вызвано тем, что потери гидравлического напора не должны превышать допустимых значений. Существенно поднять мощность позволило применение интенсификаторов теплообмена. Они представляют собой поперечные кольцевые гофры на внутренней поверхности твэла высотой 0,5 мм, расположенные равномерно по всей длине твэла с шагом 25 мм.

Различные типы дисперсионных твэлов разработаны для высокотемпературных газовых реакторов. Характерная особенность таких твэлов — применение графита и в качестве конструкционного материала для оболочек, и в качестве

Таблица 7.6. Основные характеристики трубчатых твэлов, применяемых на разных АЭС

Характеристика	Первая АЭС	Белоярская АЭС				Билибинская АТЭЦ	
	Подогревательный твэл	Испарительный твэл			Перегревательный твэл		Испарительный твэл
		исходный	модифицированный	с интенсификаторами теплообмена	исходный	модифицированный	
Внутренняя оболочка, $d \times \delta$, мм	9×0,4	12×0,6	16×0,7	12×0,6	12×0,6	16×0,7	12×0,6
Наружная оболочка, $d \times \delta$, мм	14×0,2	20×0,2	22×0,2	20×0,2	20×0,3	23×0,3	20×0,3
Длина активной части, мм	1700	6000	6000	6000	6000	6000	3000
Топливо	Сплав U + 9% Mo	Сплав U + 9% Mo	Сплав U + 9% Mo	Сплав UO ₂	UO ₂	UO ₂	Сплав U + 9% Mo
Максимальная тепловая нагрузка, 10 ⁶ Вт/м ²	2,25	0,75	0,66	0,9	0,82	0,72	0,73
Максимальная температура, °С							
внутренней оболочки	~410	365	352	362	545	558	314
наружной оболочки	~450	395	372	400	568	570	340
Максимальная глубина выгорания, МВт·сут/кг U	37	~12	~20	22—25	22—25	35—40	—

матрицы топливной композиции. Другая существенная особенность высокотемпературных твэлов заключается в использовании топливных частиц, покрытых защитными оболочками. Диаметр таких частиц, имеющих сферическую форму, составляет 200—1000 мкм. Сферическая форма является оптимальной для обес-

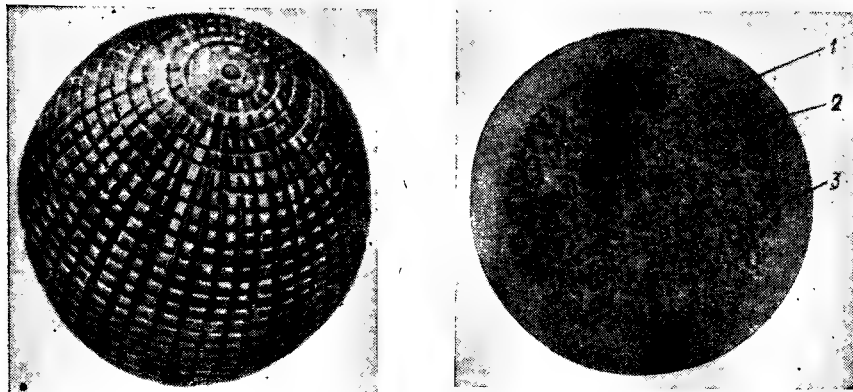
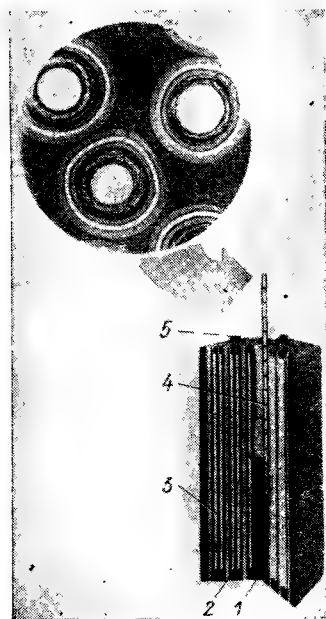


Рис. 7.12. Прессованный шаровой твэл:

1 — графитовая оболочка; 2 — графитовая матрица; 3 — топливная частица (микротвэл)



печения работоспособности покрытий при облучении их в реакторе. Каждая такая частица с покрытием представляет как бы микротвэл со своей оболочкой, внутри которой локализуются продукты деления. Толщина оболочки микротвэла по сравнению с оболочками других твэлов относительно большая, что необходимо для удержания продуктов деления под оболочкой.

В высокотемпературных реакторах наиболее часто применяют шаровые и призматические твэлы.

Первые шаровые твэлы представляли собой полые графитовые шары с отверстием. Внутренняя полость заполнялась дисперсной композицией из покрытых оболочками топливных частиц в матрице из графита. Отверстие в шаре закрывалось резьбовой пробкой и герметизировалось. Изготовление твэла такой кон-

Рис. 7.13. Призматический твэл:

1 — графитовая призма; 2 — отверстие для газового теплоносителя; 3 — топливный стержень (сердечник); 4 — отверстие для захвата; 5 — дистанционирующий выступ

струкция характеризуется многооперационностью, достаточно длительно и относительно дорого.

Впоследствии была разработана конструкция прессованного шарового твэла (рис. 7.12; см. также рис. 7.1, е). Его диаметр составляет 60 мм, а топливного

сердечника — 50 мм. При изготовлении такого твэла сначала из топливной композиции, представляющей собой смесь покрытых оболочками топливных частиц из смеси UO_2 и ThO_2 и матричного графита, прессуется топливный сердечник. На поверхности сердечника выполняются ребра для лучшего сцепления его с оболочкой твэла. На сердечник, приготовленный таким образом, напрессовывается оболочка из графитового порошка. Прессованные шаровые твэлы отличаются высоким качеством и однородностью.

Призматические твэлы (рис. 7.13; см. также рис. 7.1, д) представляют собой призму, обычно шестигранного сечения с размером под ключ 300—350 мм и высотой 700—800 мм. Параллельно оси призмы в ней выполнено большое число отверстий, часть из которых предназначена для прохода охлаждающего газа, а часть заполнена топливом — дисперсной смесью частиц топлива, покрытых защитными оболочками, с графитовой матрицей. Призматические твэлы, установленные друг на друга, образуют колонны твэлов. Для центровки твэлов на их торцах с одной стороны выполняются выступы, а с другой — ответные углубления. В центре призмы имеется отверстие для захвата твэлов при их перегрузке. Призматические твэлы применены в реакторе «Форт-Сент-Врейн» (США).

Применяются и другие дисперсионные твэлы для различных реакторов.

7.5. ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИЕ СБОРКИ И ТОПЛИВНЫЕ КАНАЛЫ

Для загрузки в реакторы в большинстве случаев твэлы объединяют в ТВС. Исключение составляют блочковые твэлы, загружаемые в топливные каналы (ТК) поштучно, и шаровые твэлы, которыми заполняют весь объем активной зоны, образуемой боковым и нижним отражателями. Объединение твэлов в ТВС значительно упрощает и удешевляет загрузку и выгрузку топлива в реакторах.

В зависимости от типа реактора твэлы и ТВС устанавливают на опорные конструкции активной зоны или в ТК. ТК закреплены в реакторных конструкциях и представляют собой тракт для теплоносителя, в который помещают и закрепляют блочковые твэлы или ТВС.

К функциям ТВС относятся закрепление и дистанционирование твэлов. Это очень ответственные задачи. Их решение осложняется обычно большой плотностью размещения твэлов, т. е. малыми зазорами между ними. При конструировании ТВС необходимо обеспечить надежное крепление твэлов, сохранение требуемых зазоров между ними и в то же время возможность расширения при нагреве в любых заданных режимах работы реактора. Дистанционирование должно быть выполнено таким образом, чтобы оболочки твэлов не разрушались вследствие их истирания при расширении от нагрева и при вибрации от движения теплоносителя.

Часто с помощью ТВС организуется поток теплоносителя в активной зоне реактора. Под этим следует понимать не только обеспечение требуемого направления потока, но и регулирование его значения и распределения по сечению ТВС.

Конструкции ТВС определяются типом объединяемых в них твэлов. Различают ТВС со стержневыми, кольцевыми, трубчатыми, пластинчатыми, призматическими твэлами.

Наибольшее распространение, как уже отмечалось в гл. 7, получили стержневые твэлы с UO_2 в оболочке из циркониевых сплавов. Число твэлов, загружаемых одновременно в активную зону, очень велико. Так в реакторе РБМК помещается около 60 тыс. твэлов.

Для загрузки в реактор стержневые твэлы собирают в пучки, при этом обеспечивается их параллельность между собой. В поперечном сечении твэлы расположены в квадратной или треугольной решетке или по концентрическим окружностям относительно оси ТВС. Между твэлами имеется определенный шаг, размер которого выбирается в зависимости от диаметра твэла и минимально допустимого зазора между ближайшими образующими наружной поверхности двух соседних твэлов. Выбор зазора между твэлами производится исходя из теплового потока с поверхности твэлов, необходимого расхода теплоносителя

в условиях отсутствия касания соседних твэлов. Скорость водяного теплоносителя в пучке стержневых твэлов устанавливается обычно в пределах 4—7 м/с, натрия в реакторах на быстрых нейтронах — 4—10 м/с.

Стержневые твэлы крепятся с одной стороны к концевым деталям, представляющим собой обычно решетки с отверстиями для наконечников твэлов, расположение которых соответствует расположению твэлов в поперечном сечении, и для прохода теплоносителя. Заданный шаг обеспечивается чаще всего дистанционирующими решетками, расположенными равномерно по длине ТВС. Решетки крепятся к стержням или трубкам, размещаемым в ТВС параллельно твэлам. Дистанционирующие решетки бывают разных типов, но все они состоят из отдельных ячеек, соединенных в единую конструкцию, в которых твэлы фиксируются или пружинящими элементами, или за счет натяга дистанционирующих выступов ячейки на твэлах. Иногда твэлы дистанционируются с помощью проволочки, навитой спиралью на наружной поверхности оболочки твэлов.

Второй конец твэла должен быть всегда свободен, чтобы была возможность его расширения при нагреве. Дистанционирующие элементы также не должны препятствовать свободному удлинению твэлов.

В зависимости от типа реактора и конструкции активной зоны пучки твэлов могут быть заключены в кожух, образующий тракт теплоносителя в пределах активной зоны, или устанавливаться в реактор без кожуха. В канальных реакторах, где тракт теплоносителя образуется каналом, ТВС выполнены без кожуха. В корпусных водо-водяных реакторах ТВС также не всегда имеют кожух. В этом случае они должны располагаться в активной зоне близко друг к другу, так чтобы зазоры между ближайшими твэлами соседних ТВС были сравнимы с зазорами внутри ТВС.

При наличии кожуха в ТВС можно устанавливать дроссельные устройства типа гидравлических шайб для регулирования расхода через ТВС и профилирования его по сечению активной зоны реактора.

Например, кассета РБМК (рис. 7.14) состоит из двух ТВС, в каждой из которых размещено 18 стержневых твэлов, расположенных по двум окружностям вокруг центрального стержня или центральной трубы. Труба с заглушкой в нижней части применена в кассетах, в которых установлены детекторы энерговыделения. Твэлы набраны из таблеток спеченной UO_2 в оболочке из сплава $Zr + 1\% Nb$ (сплав Н1) с отверстиями для прохода наконечников твэлов (18 шт.) и для прохода теплоносителя. Второй конец твэлов имеет возможность свободно расширяться при нагреве и необратимом росте при облучении в реакторе. Твэлы крепятся с помощью втулок, обжимаемых на фигурном наконечнике твэла.

К концевой решетке крепится также каркасная труба $\varnothing 15 \times 1,25$ из сплава Н2.5, которая фиксируется от осевого и азимутального перемещений. К каркасной трубе своей центральной втулкой прикреплены дистанционирующие решетки так, что, будучи зафиксированы от проворота, они могут перемещаться вдоль оси ТВС. Решетки состоят из фигурных ячеек для каждого твэла, соединенных в единую конструкцию с помощью точечной сварки. В каждой ячейке имеются внутренние выступы, крайние образующие которых расположены на окружности диаметром, меньшим на 0,1—0,2 мм наружного диаметра твэлов. Таким образом, твэлы проходят в ячейки с натягом, что предотвращает их вибрацию, вызываемую потоком теплоносителя.

Две ТВС реактора РБМК собраны на несущем стержне, проходящем внутри трубы каркаса. Концы труб срезаны наполовину. При сборке выступ трубы одной ТВС входит в срез другой, что исключает проворот ТВС относительно друг друга. Зазор между торцами твэлов в середине кассеты выбран так, чтобы при расширении твэлы не могли соприкоснуться. Компенсационные объемы твэлов расположены около концевых решеток, т. е. вне активной зоны.

Широко распространены кольцевые твэлы. ТВС из таких твэлов представляют собой набор из нескольких твэлов разных поперечных размеров, вставленных один в другой. Одно из требований к конструкции ТВС состоит в том, чтобы был обеспечен равномерный зазор между соседними твэлами по всей длине. Теплоноситель в таких ТВС протекает по кольцевым каналам между твэлами и не может перемешиваться с теплоносителем, текущим по соседним каналам. В случае твэлов круглого сечения ТВС обязательно должна быть помещена в кожух, с помощью которого образуется канал для теплоносителя, те-

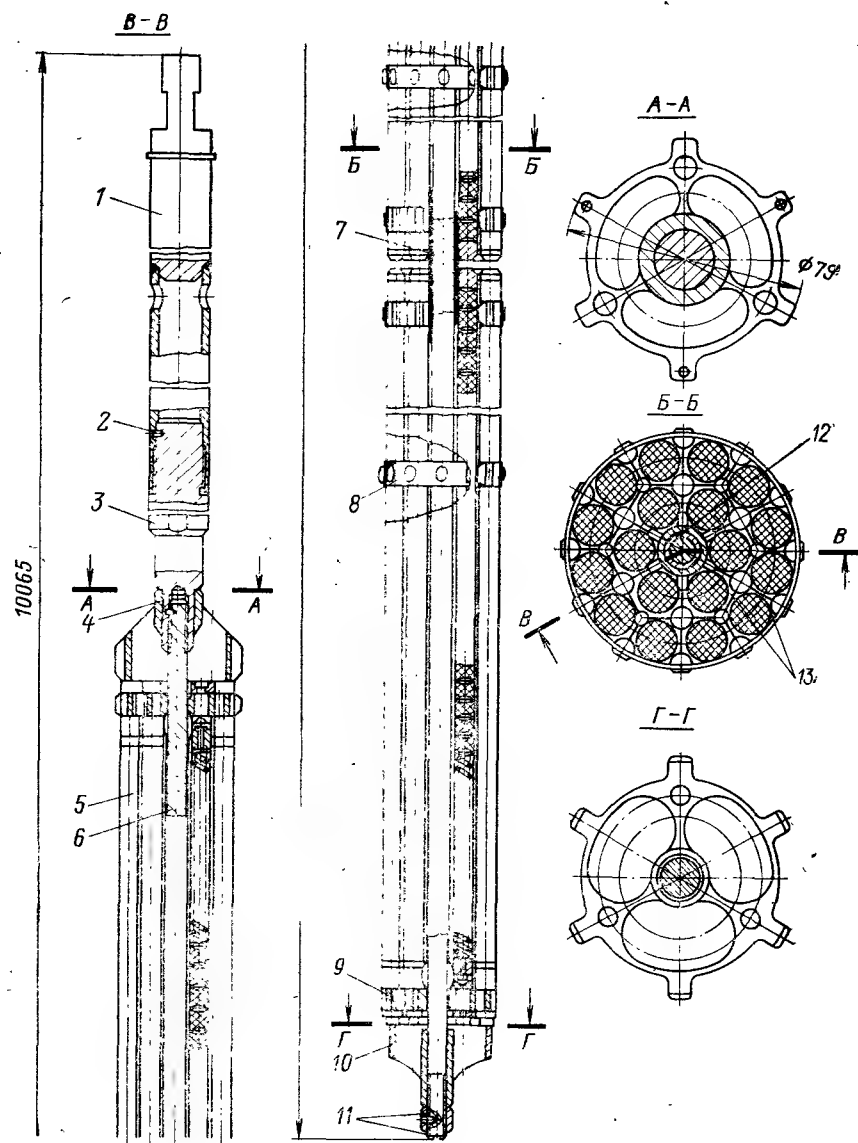


Рис. 7.14. Кассета РБМК:

1 — подвеска; 2 — штифт; 3 — переходник; 4 — хвостовик; 5 — твэл; 6 — несущий стержень; 7 — втулка; 8 — дистанционирующая решетка; 9 — концевая решетка; 10 — наконечник; 11 — гайка; 12 — труба каркаса; 13 — ячейка дистанционирующей решетки

жающего вдоль наружной поверхности твэла. ТВС с твэлами шестигранного или квадратного поперечного сечения могут быть и без кожуха. В этом случае они должны устанавливаться в активной зоне плотно с зазорами, сравнимыми с зазорами между твэлами внутри ТВС. На рис. 7.15 показана конструкция ТВС реактора ВВР-С, в которой применены твэлы и круглого и восьмигранного сечения. В сборке имеется и кожух.

Разновидностей ТВС может быть очень много, что определяется разнообразными факторами, но при конструировании ТВС обязательно должны выполняться требования, изложенные выше.

Особо следует рассмотреть ТВС с трубчатыми твэлами, поскольку такие твэлы одновременно являются и трактами теплоносителя. Следовательно, и ТВС этих твэлов должны быть трактами теплоносителя. Трубчатые твэлы по несколько штук устанавливают параллельно в ТК (рис. 7.16), которые представляют собой цилиндрическую конструкцию большой длины и относительно небольшого диаметра. Концы твэлов герметично с помощью сварки соединены с трубками — трактами теплоносителя. Индивидуальные тракты каждого твэла сварены в раздаточные и сборочные камеры, соединенные со штуцерами для входа и выхода теплоносителя. Твэлы и трубки проходят в отверстиях последовательно установленных графитовых втулок, образующих единый цилиндр.

Известно несколько конструктивных разновидностей каналов с трубчатыми твэлами: с центральной опускной трубкой и подъемными твэлами, с опускными и подъемными твэлами, с различным количеством твэлов. Кроме того, каналы делятся на подогревательные, испарительные, перегревательные.

В каналах с центральной опускной трубкой теплоноситель из входной камеры, расположенной в головке канала и соединенной с входным штуцером, опускается по центральной трубке до нижней камеры, находящейся в хвостовике канала. Кроме центральной трубки в трубную доску нижней камеры сварены индивидуальные трубки — тракты, переходящие выше в твэлы. Теплоноситель, попавший по центральной трубке в нижнюю камеру, меняет в ней направление движения на обратное и по другим трубкам, а затем по твэлам и продолжениям индивидуальных трактов выше твэлов поступает в выходную камеру, расположенную, как и входная, в головке канала и также соединенную со штуцером, в данном случае с выходным. На участках трактов между нижней камерой и твэлами имеются змеевиковые компенсаторы линейных удлинений. Проходящему по твэлам теплоносителю передается тепло, выделяющееся в них, а также поступившее через твэлы из графитовой кладки реактора.

Достоинство конструкции с центральной опускной трубкой заключается в том, что тепло в твэлах снимается при подъемном движении теплоносителя, т. е. при движении в том же направлении, которое имеет и естественная циркуляция нагреваемого теплоносителя. Недостаток такой конструкции — повышенное гидравлическое сопротивление канала, так как весь расход теплоносителя проходит сначала через одну практически необогреваемую центральную трубку ограниченного сечения и большой длины и лишь после этого поступает в подъемные тракты, составной частью которых и являются твэлы.

В каналах с опускными и подъемными твэлами теплоноситель из входной камеры распределяется по нескольким опускным трактам, переходящим в опускные твэлы, после которых он попадает в нижнюю камеру. На трактах выше твэлов установлены змеевиковые компенсаторы линейных удлинений. Из нижней камеры теплоноситель поднимается вверх по подъемным трактам, часть которых составляет подъемные твэлы. В верхней части канала тракты объединяются в промежуточной камере, из которой по общей трубе теплоноситель поступает в выходную камеру.

Гидравлическое сопротивление канала при такой конструкции меньше, чем с центральной опускной трубкой, так как теплоноситель и при опускном, и при подъемном движении идет по нескольким трубкам с суммарным проходным сечением, большим, чем у одной опускной трубки. И при опускном и при подъемном движении происходит нагрев теплоносителя. Однако нагрев при опускном движении вызывает естественную циркуляцию теплоносителя в направлении, обратном направлению принудительной циркуляции, что является некоторым недостатком конструкции. По этой причине нельзя такую схему канала применять для кипящего теплоносителя.

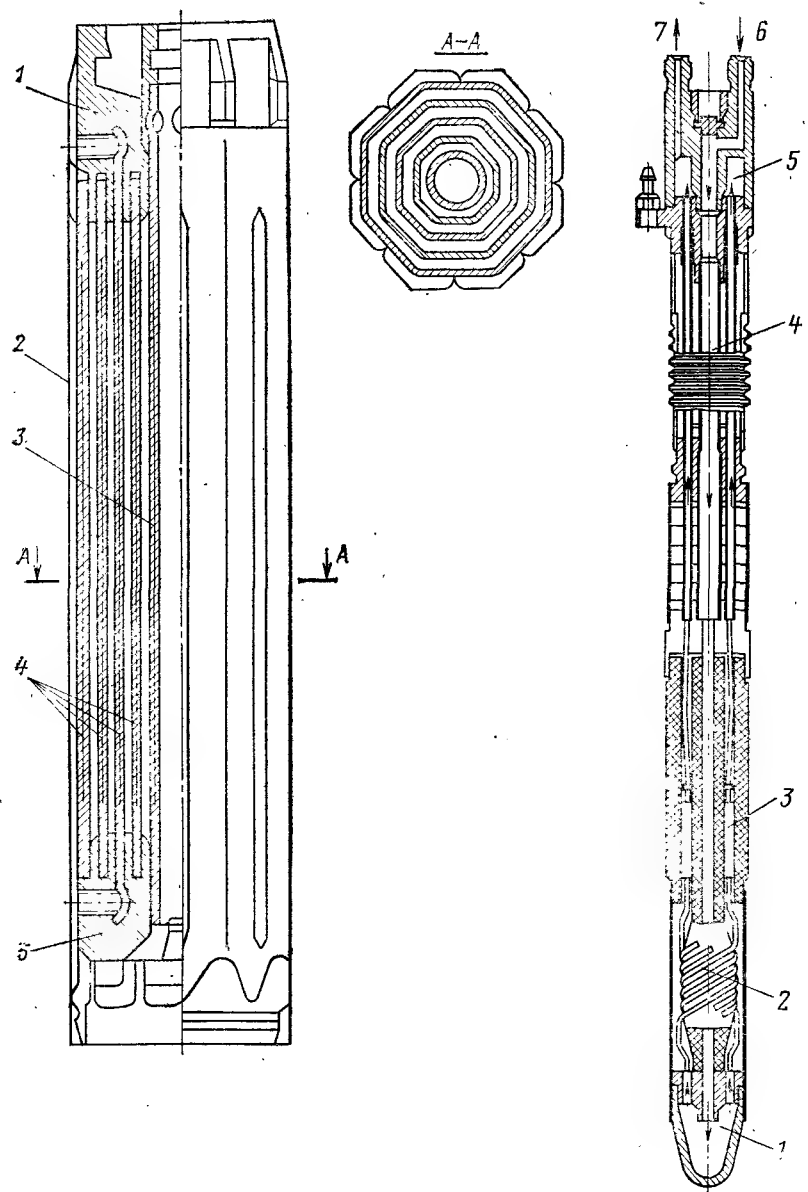


Рис. 7.15. ТВС с кольцевыми твэлами:

1 — верхняя концевая деталь; 2 — кожух ТВС; 3 — твэл круглого сечения; 4 — твэлы восьмигранного сечения; 5 — нижняя концевая деталь.

Рис. 7.16. ТВС — канал с трубчатыми твэлами:

1 — нижняя камера; 2 — компенсатор линейных удлинений; 3 — трубчатый твэл; 4 — центральная опускная труба; 5 — верхняя камера; 6 — вход теплоносителя; 7 — выход теплоносителя.

Для снижения гидравлического сопротивления каналы с шестью твэлами, внутренние трубки которых имели размеры $\varnothing 12 \times 0,6$ для испарительных и $12 \times 0,7$ для перегревательных твэлов, были заменены каналами с пятью твэлами, внутренние трубки которых имеют размер $\varnothing 16 \times 0,7$ для испарительных и перегревательных каналов (рис. 7.17).

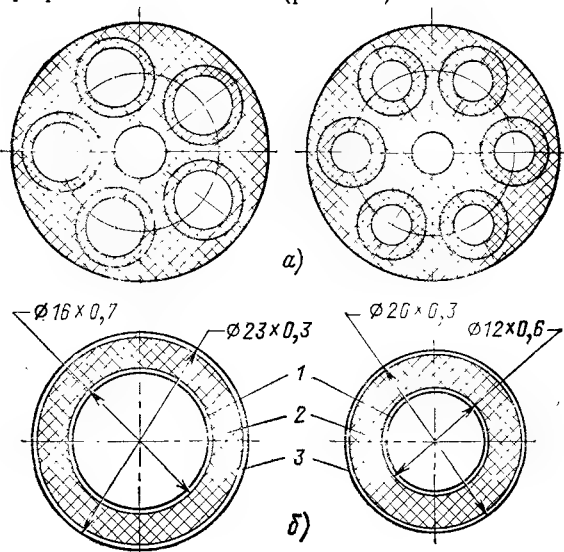


Рис. 7.17. Сечения каналов с пятью и шестью твэлами (а) и сечения твэлов в них (б):

1 — внутренние трубки твэлов; 2 — топливные сердечники; 3 — наружные оболочки твэлов

В практике реакторостроения известно много конструкций ТВС с разными типами твэлов, различающихся конфигурацией поперечного сечения, размерами, способами дистанционирования и закрепления твэлов, крепления ТВС в реакторе и другими характеристиками. Но все они должны удовлетворять требованиям, изложенным в начале этого параграфа.

Глава 8

ОРГАНЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТОРА

8.1. СПОСОБЫ УПРАВЛЕНИЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИЕЙ ДЕЛЕНИЯ

Регулирование работы реактора осуществляется изменением коэффициента размножения нейтронов за счет изменения скорости их образования, поглощения или утечки.

Скорость образования нейтронов можно регулировать, варьируя количество ядер топлива в активной зоне. Это позволяет обеспечить большие изменения реактивности путем создания регулирующего органа, состоящего из топлива (например, в нижней части) и поглотителя нейтронов (в верхней части). Таким образом, выведение поглотителя из активной зоны сопровождается одновременным вводом топлива и наоборот. Наряду с высокой эффективностью этот способ управления реакцией деления имеет существенный недостаток, связанный с необходимостью перемещения такого ответственного элемента активной зоны, как ТВС. Поскольку должен быть обеспечен надежный теплосъем, то усложняется конструкция регулирующего органа. Кроме того, возникает необходимость перемещения в больших реакторах значительных по массе конструктивных элементов, в которых появляются дополнительные динамические нагрузки.

Поэтому указанный способ управления цепной реакцией деления применяется редко.

Способ регулирования реактора путем изменения скорости утечки нейтронов может применяться только в реакторах с небольшими активными зонами. Утечка нейтронов в таких реакторах велика, и изменение ее, например, путем перемещения отражателя нейтронов или части его приводит к достаточно большому изменению реактивности. Такой способ применяется, например, в исследовательских реакторах на быстрых нейтронах и в реакторах для ядерных ракетных двигателей (ЯРД).

Способ управления цепной реакцией деления путем изменения количества поглощающих нейтроны веществ нашел наиболее широкое применение. Используются твердые, жидкие или газообразные материалы, содержащие ядра с большими сечениями поглощения нейтронов (более 100 б). Для сравнения отметим, что эффективное сечение захвата нейтронов для стали 0X18H9T — одного из основных конструктивных материалов, широко применяемых в реакторостроении, составляет 2,8 б.

Вне зависимости от материала-поглотителя можно различать следующие основные методы управления цепной реакцией за счет изменения количества поглотителя в активной зоне:

- 1) ввод в активную зону стержней-поглотителей;
- 2) изменение уровня жидкого поглотителя в активной зоне, концентрации поглощающих ядер в растворе или какого-либо параметра, приводящего к изменению количества ядер-поглотителей в активной зоне. В частности, поглотитель можно вводить в жидкий замедлитель или теплоноситель;
- 3) изменение в активной зоне давления газообразного поглотителя;

Таблица 8.1. Характеристики некоторых поглощающих материалов

Материал	Температура плавления, °С	Плотность, г/см³	Микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов, б	Приближенное значение резонансного интеграла, б
Бор (В ¹⁰)	2300	2,45	3840	—
Бор (естественный)	2300	2,45	755	280
Кадмий	321	8,65	2450	—
Кобальт	1495	8,71	37	48
Диспрозий	1400	8,56	950	1000
Эрбий	1550	9,10	173	—
Европий	900	5,22	4300	1000
Гадолиний	1350	7,95	46 000	67
Гафний	2220	13,1	105	1800
Гольмий	1500	8,76	65	—
Индий	156	7,3	196	2700
Иридий	2442	22,4	440	2000
Литий	186	0,53	71	28
Осмий	3000	22,5	15,3	180
Рений	3180	21,0	86	650
Родий	1960	12,4	156	575
Самарий	1052	7,75	5600	1800
Серебро	961	10,5	63	700
Тантал	2996	16,6	21	500
Тулий	1650	9,35	127	—
Вольфрам	3410	19,3	19	170
Циркалой-2*	1852	6,57	0,180	3,5
Железо *	1535	7,86	2,53	2,3

* Приведено для сравнения с поглощающими материалами (сплав циркалой-2 содержит около 98% Zr, 1,5% Sn, 0,15% Fe, 0,10% Cr и 0,05% Ni).

4) размещение в активной зоне выгорающего поглотителя. Выгорание поглотителя должно быть согласовано с выгоранием ядерного топлива. Выгорающий поглотитель может быть использован как некоторая составляющая композиции твэла или в виде самостоятельных элементов. При использовании выгорающих поглотителей значительно уменьшается диапазон изменения реактивности за счет выгорания ядер делящегося вещества. Применение выгорающего поглотителя даст следующие преимущества:

а) при одном и том же объеме активной зоны может быть увеличение загрузки топлива, что позволяет увеличить продолжительность работы данной активной зоны без перегрузки;

б) количество стержней компенсации начальной избыточной реактивности сокращается;

в) выгорающие поглотители можно использовать для выравнивания энергосредств.

В табл. 8.1 приведены сведения о свойствах материалов, которые можно использовать для регулирования реактивности. Сечения поглощения даны для нейтронов с энергией 0,0253 эВ. В области тепловых нейтронов сечения поглощения большинства элементов изменяются обратно пропорционально скорости нейтронов (закон $1/v$). В области энергии нейтронов в несколько электрон-вольт и выше многие приведенные в табл. 8.1 элементы имеют резонансы в сечениях поглощения. Такие элементы поглощают как тепловые, так и надтепловые нейтроны, попадающие в процессе замедления в область резонансов.

8.2. МАТЕРИАЛЫ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ

Ядерные свойства материала органа регулирования — одна из главных его характеристик. Основная функция активного элемента органа регулирования — поглощение нейтронов, как уже указывалось, требует применения материалов, обладающих возможно большим сечением захвата нейтронов при тех энергиях, которые присущи большей части нейтронов в активной зоне реактора. С этой точки зрения выбор материала-поглотителя для реакторов на быстрых и на тепловых нейтронах не идентичен. Например, в реакторах на быстрых нейтронах эффективность кадмия как поглотителя нейтронов не превышает эффективности большинства других конструкционных материалов.

В общем случае поглощение нейтронов может происходить в результате реакций захвата нейтрона с излучением γ -квантов — реакция (n, γ) — и захвата нейтрона с испусканием α -частиц — реакция (n, α) . Последняя реакция сопровождается выделением большого количества тепла, поэтому к выбору материала регулирующего стержня надо подходить с учетом этого тепловыделения, а также обусловленного торможением продуктов ядерной реакции в стержне.

Материалы-поглотители должны удовлетворять следующим требованиям.

1. Обеспечивать постоянную эффективность органа регулирования при длительной работе его в активной зоне реактора. На первый взгляд это требование может показаться невыполнимым, поскольку поглотитель выгорает. Однако это не так. Геометрические размеры поглотителя и плотность ядер элемента-поглотителя в нем выбираются такими, что орган регулирования представляет собой для нейтронов абсолютно черное тело, т. е. нейтроны данной энергии не проникают вглубь, а поглощаются только поверхностными слоями поглотителя. По мере выгорания поверхностных слоев органа регулирования нейтроны получают возможность проникать все глубже и глубже. Изменение эффективности поглощения органа регулирования в этом случае зависит только от изменения геометрических размеров.

2. Обеспечивать постоянство размеров и механических характеристик. Под действием нейтронов в поглощающем материале происходят ядерные реакции, в результате которых возникают новые элементы, вследствие чего:

а) изменяются плотность и геометрические размеры детали, выполненной из материала-поглотителя, причем особенно сильно это проявляется, если в результате ядерной реакции в твердом поглотителе возникает газообразный элемент. В этом случае происходит распухание материала, которое может привести к недопустимым изменениям формы и размеров детали. Распухание материала-

поглотителя должно учитываться при конструировании органов регулирования. Например, должны быть предусмотрены необходимые зазоры в конструкции органа регулирования;

б) изменяются механические и теплофизические характеристики материала-поглотителя; материалы, которые теряют требуемые прочностные характеристики и теплопроводность после облучения их нейтронами, в реакторах не применяются;

в) изменяется также и коррозионная стойкость материала-поглотителя.

3. Требования к механическим свойствам материала-поглотителя существенно зависят от того, изготавливают из него несущие элементы конструкции или не несущие механической нагрузки. Соответственно органы регулирования можно разделить на два типа:

а) органы регулирования, в которых материал-поглотитель применен для несущей основы конструкции (трубы, крестовины и пр.); б) органы регулирования, в которых имеются несущие элементы из конструкционного материала, а элементы из материала-поглотителя не несут механических нагрузок.

Требования к механическим характеристикам материала-поглотителя в каждом из этих случаев различны. Если в первом случае механические характеристики материала-поглотителя должны обеспечивать достаточную прочность и стойкость конструкции при статических и ударных нагрузках, действии аэро- и гидродинамических сил, а также ударов и усилий, возникающих при возможных заклиниваниях и заеданиях, то во втором случае все эти нагрузки воспринимают элементы из конструкционного материала.

Известно, например, использование порошковых поглощающих материалов, обладающих отсутствием прочности и постоянства формы.

4. Наиболее важной теплофизической характеристикой материалов-поглотителей является теплопроводность. Энерговыведение в материале при работе его в условиях активной зоны реактора распределено неравномерно. Эта неравномерность возникает как следствие влияния органа регулирования на поле нейтронов. Из-за неравномерности энерговыведения между отдельными участками органа регулирования возникают перепады температуры, которые, в свою очередь, вызывают термические напряжения в элементах конструкции. Чем выше теплопроводность материала-поглотителя, тем меньше эти перепады температуры, следовательно, более благоприятны условия для работы органа регулирования.

5. Важная проблема, связанная с использованием поглощающих материалов в органах регулирования, — обеспечение коррозионной стойкости конструкции. В процессе коррозии происходит: а) разрушение активной части органа регулирования; б) загрязнение теплоносителя продуктами коррозии, которые имеют высокую активность.

Как следствие такого загрязнения возникают отложения радиоактивных веществ в различных местах контура охлаждения, т. е. радиационное загрязнение оборудования, вынесенного за пределы биологической защиты.

Требуемая коррозионная стойкость органов регулирования обеспечивается применением коррозионно-стойких покрытий следующих видов: а) гальванические покрытия; б) плакирование; в) использование чехлов.

Износостойкость конструкции органов регулирования так же, как и коррозионная стойкость, должна обеспечивать минимальное попадание поглощающих и радиоактивных веществ в теплоноситель.

Бор и его соединения наиболее часто применяют в качестве материала-поглотителя органов регулирования. Поглощение нейтронов обусловлено изотопом ^{10}B , на долю которого в естественном боре приходится 18 %. Бор используют в аморфном или кристаллическом виде в составе таких распространенных химических соединений, как бора $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$, борная кислота H_3BO_3 , карбид бора B_4C , нитрид бора BN , а также в виде его соединений с металлами. Для повышения эффективности естественного бора он может быть обогащен до 90 % ^{10}B .

В реакторостроении распространение получила бористая нержавеющая сталь, содержащая около 18 % Cr , 14 % Ni и от 0,5 до 2,4 % B . Она имеет достаточную коррозионную стойкость при работе в реакторе, удовлетворительные технологические и конструкционные свойства. Приведем технологические характеристики бористых сталей. Плавка производится в индукционных печах, при этом

потери бора не превышают 5 % начальной концентрации. Ковка может производиться при температуре 1010—1150 °С. При температурах ниже 1010 °С сталь становится хрупкой, а при температурах выше 1150 °С — красноломкой. Механическая обработка литых заготовок из бористых сталей, содержащих до 2 % В, производится резцами из обычной быстрорежущей стали.

Элементы органов регулирования из бористых сталей целесообразно выполнять литыми с последующей механической обработкой. Использование этих деталей в качестве несущих нежелательно, а монтаж их на несущих элементах должен обеспечивать возможность увеличения их размеров в процессе работы в реакторе.

Карбид бора (B_4C) — химически устойчивое соединение с температурой плавления 2450 °С. Важным свойством B_4C является то, что он не испаряется и не возгорается при температуре ниже 2450 °С.

Основной способ получения деталей из B_4C — прессование из порошка при температуре 2400 °С либо более дешевое холодное прессование с последующим спеканием при температуре 2175 °С в атмосфере сухого водорода.

Хрупкость и невысокая стойкость к тепловым ударам деталей из B_4C не позволяют изготавливать из этого материала конструкционные детали. В органах регулирования используются, как правило, B_4C , прессованный в таблетки или брикеты.

Гафний (Hf) слабо поглощает тепловые нейтроны и хорошо эпитепловые. Высокая температура плавления ($T_{пл} \approx 2220$ °С), высокие механические свойства и хорошая коррозионная стойкость позволяют использовать его без оболочек в качестве поглощающего и одновременно конструкционного материала для регулирующих стержней ядерных реакторов.

Плавка Hf осуществляется в вакууме или атмосфере инертных газов методом дуговой или электронно-лучевой плавки. Ковка и горячая прокатка Hf производится по технологии, аналогичной технологии обработки циркониевого сплава. Нагрев перед обработкой до температуры 900—1100 °С ведется в печах, которые для снижения окисления металла продуваются аргоном. При горячей деформации Hf из него можно получить пластины, прутки и тонкие листы. Холодная прокатка и штамповка изделий из Hf могут производиться с промежуточными обжигами. Свариваемые детали могут прихватываться на воздухе с последующей сваркой в камере с инертным газом. Механическая обработка Hf с обеспечением точных размеров изделий осуществляется по обычной технологии. Обрабатываемость Hf подобна обрабатываемости циркония и его сплавов.

Кадмий (Cd) — очень хороший поглотитель тепловых нейтронов. Однако низкая температура плавления (321 °С), невысокие механические характеристики и низкая коррозионная стойкость вызывают затруднения при использовании чистого Cd без оболочек для элементов органов регулирования. Наибольшее распространение получили сплавы на основе Ag с Cd и In .

Индий — сильный резонансный поглотитель эпитепловых нейтронов, и его применение позволяет получить эффективность сплава на основе Ag , равную или даже большую эффективности Hf .

Серебро — технологичный металл с удовлетворительными механическими характеристиками, обладающий высокой теплопроводностью. Сравнительно высокая температура плавления Ag (961 °С) позволяет использовать его сплавы с добавкой легкоплавких материалов In ($T_{пл} = 156$ °С) и Cd ($T_{пл} = 321$ °С) при рабочих температурах, превышающих 300 °С, что соответствует условиям работы в водо-водяных реакторах корпусного типа.

Основной недостаток сплавов на основе Ag — их относительно низкие прочность и коррозионная стойкость в такой активной среде, как дистиллированная вода. В результате физико-химических процессов в теплоносителе реактора попадают высокоактивные ядра Ag , усложняющие условия эксплуатации реактора. Вследствие этого поглощающие элементы из сплавов на основе Ag должны быть помещены в оболочки, защищающие их от коррозии. Кроме того, Ag является чрезвычайно дефицитным материалом.

Поглотители из редкоземельных элементов (РЗЭ). Некоторые из РЗЭ обладают высокой эффективностью как поглотители нейтронов тепловых и эпитепловых энергий. РЗЭ в регулирующих стержнях используются главным образом в виде концентрата окислов SmO_2 , GdO_3 и др. Применяются

также Eu_2O_3 и Dy_2O_3 . Окислы РЗЭ используются в виде керамики и дисперсионных сплавов с пержавающими хромоникелевыми сталями, титаном и никелем, обрабатываемых по обычной технологии. Методом плакированного прессования могут быть получены плакированные инконелем никелевые трубки, содержащие до 30 % окислов РЗЭ. Из чистых РЗЭ наибольший интерес представляет гадолиний (Gd), обладающий исключительно высоким сечением поглощения тепловых нейтронов. В связи с этим представляют интерес сплавы конструкционных материалов, легированные Gd . Литые заготовки нержавеющей стали, содержащей до 10 % Gd , легко прокатываются при температуре 845 °С. При использовании плакирующей оболочки из нержавеющей стали содержание Gd может быть повышено до 38 %. Аналогичная технология позволяет получить сплавы Ti с 20 % Gd . Также большой интерес представляют растворы солей Gd , например $Gd(NO_3)_3 \cdot 5H_2O$, используемые для жидкостного регулирования ядерных реакторов.

8.3. КОНСТРУКЦИЯ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Общие принципы конструирования. Конструкция органов регулирования зависит:

1) от типа реактора, конструкции активной зоны и технологических параметров реактора. Тип реактора характеризует свойства теплоносителя и определяет его воздействие на органы регулирования. Нельзя, однако, рассматривать тот или иной теплоноситель в отрыве от его рабочих параметров: температуры, давления и фазового состояния. В зависимости от типа реактора каналы, в которых размещают органы регулирования, могут быть сухими или мокрыми, охлаждаемыми или неохлаждаемыми. Конструкция активной зоны определяет форму и основные геометрические размеры органа регулирования. Каналы, в которых помещают регулирующие стержни, могут быть круглыми, крестообразными или какой-либо другой формы;

2) от выбранного материала-поглотителя. Наибольшее распространение получили три материала: а) бор (карбид бора B_4C и бористая сталь); б) кадмий (в чистом виде или сплав $Ag-In-Cd$); в) редкоземельные элементы.

Каждый из применяемых материалов соответствует определенной конструкции стержней. Бористые стали, особенно с достаточным содержанием никеля, коррозионно-стойкие и не требуют специальной защиты от влияния теплоносителя. Карбидом бора, прессованным в виде таблеток, обычно заполняют цилиндрические трубчатые несущие элементы, которые герметизируют.

Из сплава $Ag-In-Cd$ изготавливают главным образом крестообразные или пластинчатые стержни, вводимые в активную зону в промежутках между твэлами. Такие стержни, чтобы исключить непосредственный контакт с теплоносителем, заключаются в чехлы из никеля или нержавеющей стали. Рассмотрим некоторые конструкции органов регулирования на действующих реакторах.

Стержни со специальным охлаждением, используемые на Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова. Стержни регулирования перемещаются в сухих вертикальных каналах с двойными концентрическими тонкими стенками, изготовленными из материала, слабо поглощающего нейтроны. В кольцевом зазоре (3 мм) между трубами циркулирует вода для отвода тепла, выделяющегося в стержнях и замедлителе (графите). Скорость воды 1,5—2 м/с; давление 0,45 МПа; температура не более 80 °С. Такая конструкция канала позволяет снизить до минимума количество воды в каналах в пределах активной зоны, создает возможность эксплуатировать стержни при относительно низких температурах и исключает нарушение работы стержней вследствие ухудшения скольжения их в трубе. (В данном случае направляющие ролики стержня, изготовленные из жаростойкого материала, катятся по трубе, имеющей температуру около 80 °С.) За все время эксплуатации Белоярской АЭС не наблюдалось ни одного случая нарушения работы механизмов СУЗ вследствие нарушения скольжения стержня в трубе.

Для оперативного управления на реакторе Белоярской АЭС имеются две системы: ручного регулирования (РР) для компенсации запаса реактивности ре-

актора и автоматического регулирования (АР) для поддержания заданного уровня мощности.

Стержень РР (рис. 8.1) состоит из двух звеньев, соединенных с помощью шарниров. Звено представляет собой набор втулок из бористого сплава (наружный диаметр 39 мм, длина 87 мм, толщина стенки 3 мм). Эффективность такого стержня составляет 70—80 % эффективности стержня из В₄С таких же размеров. Втулки из бористого сплава насажены на жаропрочные трубы диаметром

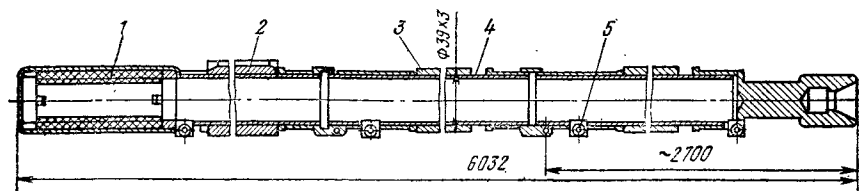


Рис. 8.1. Стержень РР реактора Белоярской АЭС:

1 — графитовая гайка; 2 — направляющая втулка; 3 — втулка из бористого сплава; 4 — труба; 5 — ролик

31 мм и толщиной стенки 0,5 мм. Каждое звено имеет направляющие ролики. Охватывающий диаметр роликов 47,5 мм, что обеспечивает зазор между втулкой и охлаждаемой трубой канала, равный 4 мм. Общая длина поглощающей части стержня 6000 мм.

Тепловыделение в стержне, полностью введенном в активную зону, при номинальной мощности реактора составляет 7,5—10 кВт. Температура стержней при номинальной мощности 600—650 °С. Прекращение охлаждения канала приводит к повышению температуры стержня приблизительно на 200—250 °С.

Стержни АР (рис. 8.2) состоят из пяти звеньев, соединенных с помощью шарниров. Длина каждого звена (по поглотителю) составляет 1000 мм. На каждом звене расположены обоймы с тремя центрирующими роликами. В качестве поглотителей для этих стержней используются те же втулки из бористого сплава, что и в стержнях РР. Общая длина стержня 5700 мм.

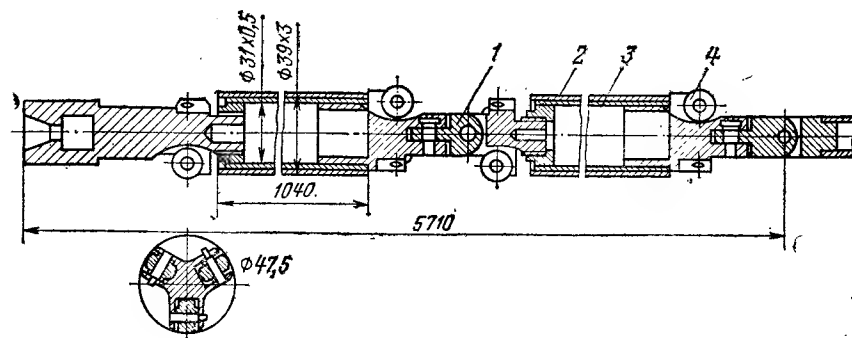


Рис. 8.2. Стержень АР реактора Белоярской АЭС:

1 — шарир; 2 — втулка из бористого сплава; 3 — труба; 4 — ролик

Для изготовления втулок стержней РР и АР реакторов Белоярской АЭС был использован бористый сплав следующего состава: 2 % В; 18 % Сг; 35 % Ni; 2,5 % Al; 2,5 % Si; 0,07 % С; остальное — Fe. По коррозионной стойкости на воздухе при 900 °С сплав может быть отнесен к категории стойких. При нагревании втулок до 1100 °С их форма и размеры не изменяются.

Стержни регулирования реактора РБМК-1000 перемещаются в вертикальных каналах СУЗ, пронизывающих графитовую кладку реактора.

В каналах СУЗ циркулирует вода для отвода тепла, выделяющегося в стержнях регулирования. Температура воды на входе в каналы СУЗ 40—42 °С, на выходе при работе на номинальной мощности 60—65 °С.

Стержни регулирования делятся на следующие группы: стержни АР, укороченные стержни поглотителя (УСП), стержни ручного регулирования (РР); стержни перекompенсации и аварийной защиты (ПКАЗ); стержни АЗ.

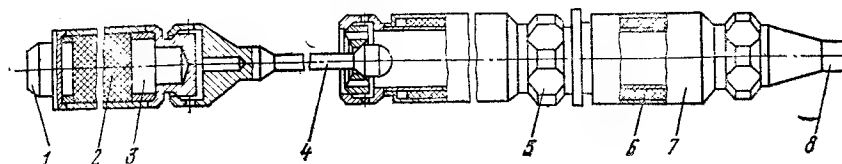


Рис. 8.3. Конструкция стержня РР реактора РБМК-1000:

1 — упор; 2 — графит; 3 — звено вытеснителя; 4 — шток; 5 — шарнирное соединение; 6 — кольца поглотителя из В₄С; 7 — звено поглотителя; 8 — подвеска

Стержень РР (рис. 8.3) состоит из двух частей — поглотителя и вытеснителя. Поглотитель собран из пяти звеньев длиной ~1000 мм каждое, шарнирно соединенных между собой. Каждое звено состоит из внутренней (50×2 мм) и наружной (70×2 мм) труб, между которыми заложены кольца поглотителя из В₄С. Звено омывается снаружи и изнутри водой. К верхнему звену подсоединена тяга. Вытеснитель набирается из пяти звеньев длиной ~1000 мм каждое, шарнирно соединенных между собой. Каждое звено представляет собой трубу (74×2,5 мм), концы которой заварены герметично. Все звенья вытеснителя заполнены графитом. Вытеснитель крепится к поглотителю через телескопическое соединение, выполненное в виде штока, входящего в нижнее звено поглотителя. При перемещении стержня в нижнее положение вытеснитель встает на упор канала, поглотитель же может продолжать движение вниз за счет телескопического соединения. Рабочий ход стержня РР — 6250 мм.

Конструкция стержней АЗ и ПКАЗ аналогична конструкции стержней РР.

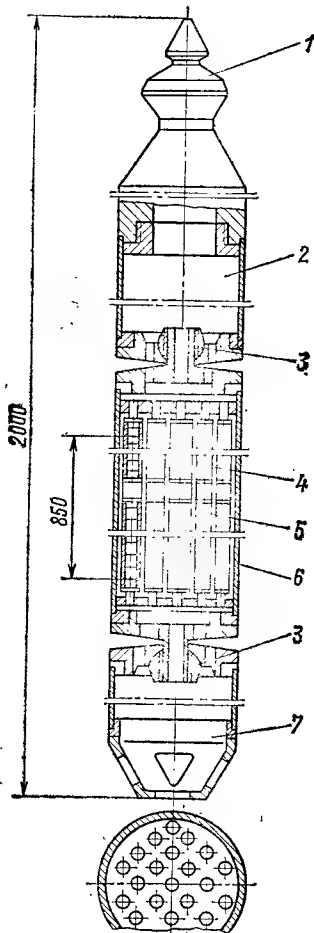
Стержень АР отличается от стержня РР тем, что не имеет вытеснителя и телескопического соединения. В нижнем звене стержня АР смонтирована дроссельная шайба для распределения расхода воды между внутренней полостью стержня и зазором между стержнем и стенкой канала. Рабочий ход стержня — 4500 мм.

Стержень УСП состоит из трех звеньев поглотителя и пяти звеньев вытеснителя. Конструкция звеньев поглотителя и вытеснителя такая же, как и в стержне РР. В нижней части стержня размещен поглотитель, в верхней — вытеснитель. Подсоединение поглотителя к вытеснителю осуществлено через переходник с шарнирными связями. Рабочий ход стержня УСП — 7000 мм.

Регулирующие органы реакторов на быстрых нейтронах БН-350, БН-600 представляют собой пучки стержней с поглощающим материалом, заключенные в стальной кожух и охлаждаемые натрием. На рис. 8.4 показан стержень АР реактора БН-600. 31 стержень из Eu₂O₃+МО в трубках Ø 9,5×0,5 расположен внутри кожуха Ø 73×1,5. Трубку и кожух выполнены из нержавеющей стали. Снизу и сверху с помощью шарниров к пучку стержней крепятся хвостовик и подвеска. В верхней части подвески имеется головка для соединения с тягой привода стержня, располагаемого на поворотном круге над активной зоной. При перегрузке топлива стержни отцепляются от приводов и находятся в активной зоне.

Стержни без специального охлаждения, используемые в импульсном графитовом реакторе (ИГР) (рис. 8.5). В случае, когда невозможно обеспечить охлаждение стержней, они должны быть изготовлены из такого материала, который обладал бы необходимой жаропрочностью и исключал бы «спекание» поверхности стержня с элементами окружающей его конструкции. Такая задача была решена при создании высокотемпературного неследовательского реактора ИГР.

Активная зона ИГР представляет собой кладку из графитовых колонн. Колонны собраны из пропитанных ураном графитовых блоков размером $100 \times 100 \times 150$ мм. Реактор предназначен для работы в импульсном режиме с различной продолжительностью импульсов мощности. В активной зоне для стержней, имеется 13 вертикальных каналов диаметром 65 мм. Каналы размещены в кладке в специальных графитовых колоннах без урана. Температура этих колонн из-за отсутствия в них урана ниже температуры активной зоны, что благоприятно сказывается на работе стержней.



В ИГР успешно эксплуатируются регулирующие стержни с РЗЭ. Рабочая часть этих стержней гибкая и состоит из соединенных шарнирами графитовых звеньев диаметром 56 мм, заполненных таблетками или кольцами из поглотителя. Используемые в стержнях поглощающие таблетки и кольца изготовлены из материала, представляющего собой дисперсию Gd в графите (Gd содержится до $0,04 \text{ г/см}^3$). Применение в высокотемпературных реакторах с высокой плотностью нейтронов дисперсий РЗЭ в графите для стержней-поглотителей без специального охлаждения весьма перспективно, поскольку эти дисперсионные материалы-поглотители имеют относительно низкую плотность и позволяют в широком диапазоне варьировать объемное содержание поглощающих элементов с различными ядерными свойствами.

Пучок стержней-поглотителей. Обеспечение равномерности распределения потока нейтронов в активной зоне реактора требует увеличения количества и равномерного (или по определенному закону) распределения органов регулирования. Однако увеличение количества стержней-поглотителей приводит к увеличению количества механизмов, управляющих ими. Поэтому в ряде случаев применяется конструкция, в которой один механизм перемещает большое количество стержней.

Рис. 8.4. Стержень АР реактора БН-600:

1 — головка для захвата; 2 — удлинитель; 3 — шарнир; 4 — теплоноситель; 5 — поглощающий стержень; 6 — кожух; 7 — наконечник

На рис. 8.6 изображена конструкция пучка стержней, примененная в корпусных реакторах с водой под давлением. Шток, связанный с приводом исполнительного механизма, перемещает головку, находящуюся внутри корпуса реактора. К головке прикреплены поглощающие стержни, погружающиеся в каналы, предусмотренные для них в ТВС. К головке прикреплены 20 поглощающих стержней. Стержни по направляющим трубкам входят в ТВС, при этом создается равномерное распределение поглотителя в активной зоне.

Нижняя часть направляющих трубок служит демпфером при аварийном сбросе стержней. Малый диаметр водной полости при извлечении стержней позволяет отказаться от применения вытеснителей, не только увеличивающих вес стержня, но и требующих дополнительного пространства под активной зоной. Применение пучка тонких стержней позволяет уменьшить габариты реактора.

Органы регулирования в ядерных ракетных двигателях (ЯРД). Особенности компоновки реакторов ЯРД с твердой активной

зоной требуют управления цепной реакцией деления путем изменения утечки нейтронов из активной зоны. Для осуществления такого управления имеются два способа:

1) изменение эффективности отражателя путем изменения его геометрических размеров, конфигурации или ядерных свойств материала отражателя;

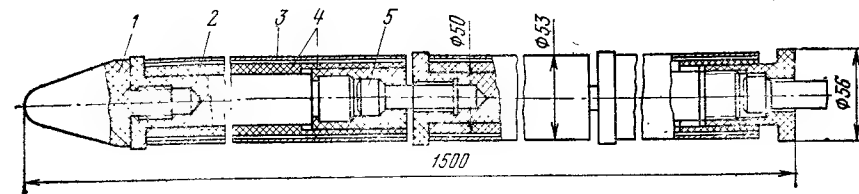


Рис. 8.5. Конструкция неохлаждаемого стержня АР реактора ИГР:

1 — наконечник; 2 — штанга; 3 — чехол из графита; 4 — поглотитель; 5 — шарнир

2) изменение эффективности поглощающих элементов, помещенных в отражатель.

Оба способа реализуются с помощью управляющих барабанов (рис. 8.7), размещенных в толще отражателя (рис. 8.8).

При создании средств управления большое значение имеет выбор вспомогательных элементов конструкции органов регулирования, к которым относятся:

а) элементы, связывающие орган регулирования с исполнительным механизмом, обеспечивающим его перемещение (несущие стержни, тросы или цепи для органов регулирования или элементы передач для управляющих барабанов); б) элементы, обеспечивающие дистанционирование и плавное перемещение органа регулирования в канале (различные направляющие, дистанционирующие ролики и т. д.);

в) элементы, предупреждающие коробление длинных тонких стержней, особенно стержней сложной формы (шарнирные элементы, обеспечивающие секционирование стержней по длине);

г) элементы, обеспечивающие заданные изменения ядерных свойств в канале органа регулирования, например вытеснители.

Вытеснители применяют при достаточно большом поперечном сечении канала органа регулирования, если в канале циркулирует теплоноситель, являющийся одновременно замедлителем. В этом случае извлечение управляющего стержня из канала приводит к существенному увеличению количества замедлителя в канале, что может привести к недопустимому повышению плотности нейтронов в этом канале. Для устранения этого явления стержень-поглотитель имеет вытеснитель из слабопоглощающего материала, обладающего теми же замедляющими свойствами, что и материал-поглотитель. Форма вытеснителя делается близкой к форме стержня-поглотителя. Вытеснитель жестко связан со стержнем-поглотителем и занимает его место в активной зоне при извлечении последнего. Примером стержня-поглотителя с вытеснителем являются рассмотренные выше стержни регулирования реактора РБМК-1000.

При разработке конструкции ядерного реактора необходимо особое внимание уделять формированию тракта-канала, предназначенного для размещения органов регулирования с элементами, обеспечивающими его положение и перемещение. Эти тракты-каналы имеют, как правило, значительную длину. От нижней части реактора они проходят через нижний отражатель, активную зону, верхний отражатель, верхнюю металлоконструкцию (крышку реактора, верхнюю плиту), биологическую защиту. Продолжением трактов-каналов является стояк, к которому крепится исполнительный механизм. В то же время физические процессы, проходящие в активной зоне, и большая ограниченность в геометрических размерах создают затруднения в создании значительных зазоров между подвижными элементами и трактом-каналом. В процессе работы части тракта-канала подвергаются различным воздействиям (различные температуры, радиационное

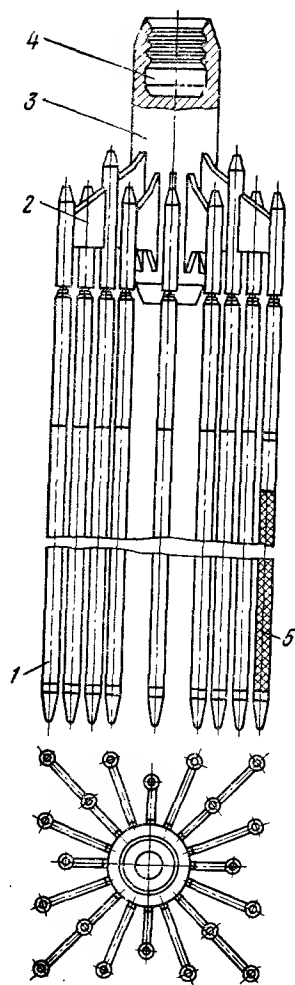


Рис. 8.6. Регулирующий орган типа «пучок»:

1 — регулирующий стержень; 2 — пластины крепления стержней; 3 — головка пучка; 4 — гнездо для соединения подвижно со штоком; 5 — поглотитель

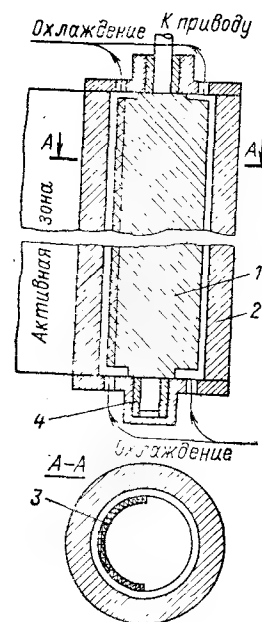


Рис. 8.7. Управляющий барабан ЯРД:

1 — корпус барабана; 2 — отражатель; 3 — поглотитель; 4 — уплотнения

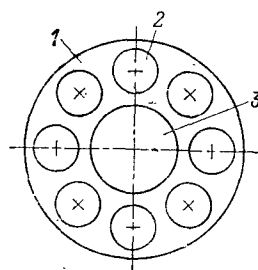


Рис. 8.8. Расположение управляющих барабанов в отражателе ЯРД:

1 — отражатель; 2 — управляющий барабан; 3 — активная зона реактора

облучение, вибрации и т. д.), что вызывает изменение геометрических размеров. Особенно резко это может проявляться при аварийных ситуациях. Окончательно этот канал формируется при монтаже и подвергается демонтажу и восстановлению в некоторых типах реакторов при перегрузке тепловыделяющих сборок. Такие условия работы и формирования трактов-каналов органов регулирования требуют при конструировании реактора особого внимания к обеспечению при монтаже необходимого качества сборки.

Конструкция канала должна обеспечивать надежную работу органов регулирования во всех режимах работы реактора. При монтаже необходимо провести сборку и надежный контроль ее правильности. Средства и методика контроля при монтаже должны гарантировать высокое качество выполненных работ. Способ изменения реактивности с использованием твердых поглотителей наиболее распространен. Однако в энергетических реакторах водо-водяного типа (ВВЭР) используются жидкостные поглотители. Для этой цели в замедлитель и теплоноситель вводится борная кислота, концентрация которой меняется в процессе работы. Эта система используется как дополнение к системе с твердыми поглотителями. При использовании жидких поглотителей должно быть уделено особое внимание обеспечению ядерной безопасности. Необходимо систему с жидким поглотителем сочетать с твердыми таким образом, чтобы при любых стационарных, переходных и аварийных режимах был исключен разгон на мгновенных нейтронах, а также обеспечена при необходимости подкритичность. Использование жидких поглотителей позволяет более эффективно вести регулирование энерговыделения, поэтому ведутся исследованиями и конструкторами работы по расширению области их применения.

Глава 9

КОНТРОЛЬ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ

9.1. РОЛЬ КОНТРОЛЯ ОСНОВНЫХ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ

Ядерный реактор — это тепловой аппарат, котел с ядерным источником тепла. При практически неограниченных возможностях интенсификации ядерно-физических процессов энергонапряженность реактора, его работа, рост мощности в конечном итоге лимитируются интенсивностью теплогидравлических процессов, протекающих в активной зоне. Поэтому самое серьезное внимание разработчиков реакторов и службы эксплуатации направлено прямо или косвенно на обеспечение условий эффективного теплосъема с активной зоны. Важная роль при этом отводится контролю теплогидравлических параметров реактора. Предварительно этапы обеспечения тепловых режимов активной зоны — теплогидравлические расчеты, конструирование, моделирование в лабораторных условиях и на стендах с электрообогревом, петлевые эксперименты на исследовательских реакторах — дают необходимую и важную информацию разработчику. Однако полное моделирование тепловых процессов активной зоны и реактора возможно лишь на голодном образце серийных реакторов или на демонстрационном реакторе. Такие реакторы оснащаются возможно более полными системами теплогидравлического контроля, дополнительными экспериментальными измерительными устройствами, которые позволяют изучить работу реакторного оборудования. С помощью этих измерений решаются такие важные задачи, как определение и проверка различных параметров для обеспечения рабочих характеристик и изучение допустимых пределов их изменения для основных режимов работы; предупреждение опасных ситуаций оповещением оператора или системы управления о возможности возникновения аварийного режима; получение данных в случае повреждения (и в процессе его ликвидации), позволяющих установить причины нарушения и принять необходимые меры для исключения его повторения; сопоставление экспериментальных и расчетных данных о пара-

метрах активной зоны для проверки их соответствия заданным требованиям и для корректировки методик расчета.

Комплексные измерения на головном образце в конечном итоге позволяют определить оптимальный состав штатной системы контроля и убедиться, что любая опасная ситуация, которая может возникнуть в зоне, не будет пропущена аппаратурой контроля серийного реактора.

В серийных реакторах подробные измерения, как правило, не проводятся, так как избыток контрольных систем и чувствительных элементов усложняет конструкцию реактора, снижает надежность оборудования, эффективность из-за излишков поглощающих материалов и т. п. Поэтому большая часть существующих реакторов оборудована минимально необходимым числом детекторов и измерительных систем, позволяющих эксплуатировать реактор на всех проверенных режимах.

Для нормальной работы реактора необходимо, чтобы теплотехнические параметры, лимитирующие работоспособность активной зоны (т. е. обеспечивающие нормальный теплоотвод без перегорания твэлов и т. д.), не превышали в любой момент эксплуатации реактора критических значений. К таким параметрам относятся плотности тепловых потоков, температуры материалов и теплоносителя, паросодержание теплоносителя и т. п. Перечислим основные из них, используемые в различных реакторах: $q_{кр}$ — критическая тепловая нагрузка твэла; $q_{доп}$ — допустимое значение плотности теплового потока, превышение которого связано с большими градиентами температур в твэле и разрушающими температурными напряжениями в металлоконструкциях; $t_{об, доп}$ — допустимая температура оболочки твэла (внутренней ее поверхности или наружной); $t_{г, доп}$ — допустимая температура материала топливной композиции; t_s — температура насыщения теплоносителя; $\Phi_{доп}$ — допустимое значение истинного паросодержания теплоносителя, определяемое условием теплоотвода и нейтронно-физическими аспектами.

Возможны и другие лимитирующие параметры, но в конечном итоге теплотехническую надежность активной зоны характеризуют один-два из перечисленных параметров, которые называют *основными лимитирующими*. Например, для водо-водяных реакторов основной лимитирующий параметр — $q_{кр}$, для кипящих — $\Phi_{доп}$, для реакторов с газовым теплоносителем — $t_{об, доп}$ или $t_{г, доп}$.

Прямое измерение лимитирующих параметров связано с большими трудностями, поэтому в системах контроля и защиты обычно используются результаты не только прямых, но и косвенных измерений. При косвенных измерениях значение искомого параметра определяется расчетом по известной физической зависимости от других параметров, определенных прямыми измерениями.

Измерения, связанные с определением режимных параметров реактора, по условиям работы чувствительных элементов в поле излучения или вне его воздействия можно разделить на три группы:

1. Измерения с помощью детекторов, работающих в условиях высоких температур и значительных потоков нейтронов и γ -излучения.
2. Измерения детекторами, устанавливаемыми в контуре с активными средами и подверженными γ -, а в ряде случаев и нейтронному облучению.
3. Измерения детекторами в неактивном контуре, в элементах конструкций вспомогательного оборудования.

При организации систем контроля теплогидравлических параметров измерения подлежат достаточно разнообразные величины, как связанные с лимитирующими параметрами, так и дополнительные, непосредственно не относящиеся к ним: температура теплоносителя, замедлителя, твэлов, тепловой и биологической защиты, металлоконструкций, корпуса реактора; расход, уровень, давление теплоносителя в различных устройствах первого контура реактора; параметры, определяющие целостность технологических каналов и герметичность оболочек твэлов и т. д.

Состав и объем системы контроля в значительной степени связан с конструкцией реактора, его типом.

В реакторах канального типа имеются наилучшие возможности для осуществления самого совершенного контроля теплогидравлических параметров, как внутризонного, так и внезонного. В связи с тем, что каждый канал реактора практически автономен и доступен для размещения на нем разнообразных

первичных преобразователей, возможен многоканальный (или поканальный) контроль теплогидравлических режимов с измерением всех основных параметров: расхода, давления, паросодержания теплоносителя (т. е. тепловой мощности канала); имеются условия и для контроля параметров твэлов — температуры оболочки и топлива, давления газа внутри оболочки твэла, линейного удлинения оболочки и т. п. Доступен для измерений и графитовый замедлитель, в котором могут размещаться каналы контроля температуры графита, состава газа — заполнителя графитовой кладки. Имеются условия для осуществления контроля целостности технологических каналов на основе измерений различных параметров — температуры, давления, влажности отсасываемого из графитовой кладки газа. Контроль герметичности оболочек твэлов реализуется в канальных реакторах сравнительно просто на каждом канале — по повышению активности теплоносителя.

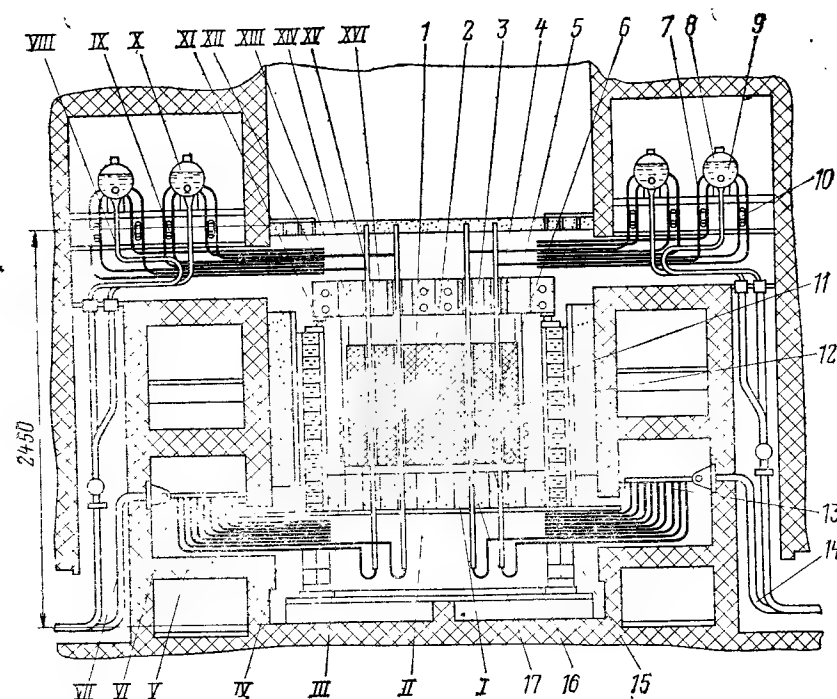


Рис. 9.1. Контроль параметров в канальных реакторах.

Основное реакторное оборудование: I — нижняя плита; II — нижняя биологическая защита; III — кожух; IV — боковая защита; V — нижние коммуникации; VI — раздаточный групповой коллектор; VII — напорные трубопроводы; VIII — опускные трубопроводы; IX — коробка контроля герметичности; X — барабан-сепаратор; XI — опора; XII — пароводяные коммуникации; XIII — верхняя плита; XIV — верхняя биологическая защита; XV — технологический канал; XVI — активная зона. Контролируемые параметры: 1 — температура графита; 2 — температура верхней защиты; 3 — давление в реакторном пространстве; 4 — целостность технологического канала; 5 — температура засыпки; 6 — коэффициент запаса до кризиса; 7 — паросодержание; 8 — давление в барабане-сепараторе; 9 — уровень в барабане-сепараторе; 10 — герметичность оболочек твэлов; 11 — температура воды боковой защиты; 12 — температура твэлов термометрической кассеты; 13 — расход теплоносителя в технологическом канале; 14 — температура на входе в реактор; 15 — энерговыделение по радиусу активной зоны; 16 — температура нижней защиты; 17 — энерговыделение по высоте активной зоны.

В канальных реакторах одни и те же параметры контролируются во всех каналах или в больших группах каналов (рис. 9.1). Общее количество может исчисляться тысячами, что требует создания больших по объему систем контроля одинаковых величин (на один канал примерно двух—пяти параметров). Особенностью канальных реакторов является разветвленность контура циркуляции теплоносителя, при которой поток теплоносителя разделяется на обособленные потоки, текущие по отдельным каналам, гидравлически не связанным между собой. Поканальный контроль создает дополнительные возможности для выявления нарушений в реакторе, позволяет определить и ре-

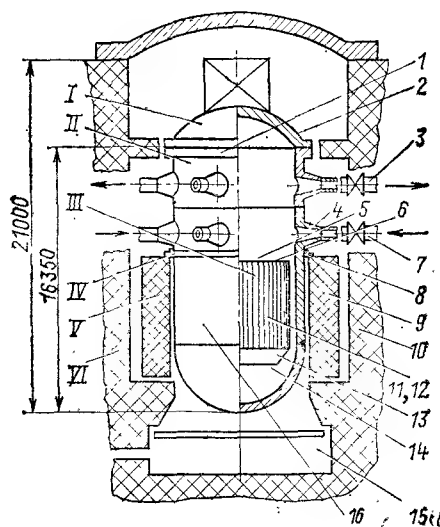


Рис. 9.2. Контроль параметров в корпусном реакторе:

Основное реакторное оборудование:
I — крышка; II — корпус; III — активная зона; IV — крепление корпуса; V — сухая защита; VI — бетонная шахта.
Контролируемые параметры:
1 — температура фланца реактора; 2 — температура фланца крышки; 3 — температура теплоносителя на выходе из реактора; 4 — концентрация борной кислоты на входе в реактор; 5 — уровень воды в реакторе; 6 — температура теплоносителя на выходе из кассет; 7 — температура теплоносителя на входе в реактор; 8 — температура крепления; 9 — температура сухой защиты; 10 — температура бетона; 11 — энерговыделение по высоте активной зоны; 12 — энерговыделение по радиусу активной зоны; 13 — температура теплоносителя на входе в активную зону; 14 — концентрация борной кислоты на входе в активную зону; 15 — появление воды в шахте; 16 — температура корпуса реактора.

гулировать энергонапряженность отдельных каналов, добиваться максимальной тепловой эффективности реактора в целом, а также выявлять повреждения в каналах и твэлах и своевременно заменять поврежденные каналы. Подобные системы называют **системами многоканального контроля**. Наличие такой системы не исключает необходимости контроля параметров теплоносителя в других точках контуров, характеризующих работу отдельных агрегатов и реакторной установки в целом.

Реакторы корпусного типа характеризуются тем, что тепло от твэлов или топливных кассет отводится общим неразделенным потоком теплоносителя. Параметры таких реакторов, а также состояние оборудования первого контура контролируются по общим показателям: температуре теплоносителя на входе в реактор и на выходе, расходу теплоносителя, его давлению в тракте и т. п. (рис. 9.2). Непрерывный контроль за состоянием отдельных твэлов или даже кассет затруднителен, в первую очередь, из-за сложности определения покассетного контроля расхода теплоносителя. Характерным примером ЯЭУ подобного типа может служить Нововоронежская АЭС.

9.2. ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ К СРЕДСТВАМ КОНТРОЛЯ

При построении системы поканального контроля существен выбор параметров, подлежащих контролю. От этого зависит состав, стоимость, показатели надежности контролируемого объекта. Например, применительно к рабочему (технологическому) каналу комплекс контролируемых параметров обычно выбирается из следующих требований: он должен характеризовать

тепловой баланс по тракту теплоносителя в рабочем канале; должны контролироваться условия, подтверждающие работоспособность наиболее напряженных узлов, при этом детекторы должны быть расположены в таких местах, чтобы была обеспечена их работоспособность, можно было рассчитать поправки и не нарушалась работоспособность канала при поломке детектора.

Перечень требований, предъявляемых к средствам измерений, связан с обеспечением высокой надежности работы измерительных устройств, их высокого быстродействия, достаточной точности в динамическом и статическом режимах (метрологические характеристики), а также с обеспечением возможности работы в условиях воздействия реакторного излучения и дистанционного управления, удовлетворительной работоспособности при значительных перегрузках по входным сигналам и т. п.

Устройства измерения параметров являются частью системы управления реактором, поэтому к ним должны предъявляться такие же жесткие требования, как и к технологическим устройствам реактора. Предъявляются все более высокие требования по мере увеличения ресурса работы, повышения энергонапряженности и ужесточения норм безопасности.

Детекторы, особенно детекторы первой группы (внутризонные), работают в условиях радиационного воздействия, высоких температур, при отсутствии наблюдения и проверки в процессе работы. Отказ или ложная информация в этих условиях могут привести к тяжелым последствиям для реактора. Обеспечение заданных метрологических характеристик необходимо для эффективной и безаварийной работы ЯЭУ. Высокое быстродействие измерительных устройств позволяет быстро определить аварийную ситуацию и ликвидировать ее. В случае аварийного или предаварийного режима работы значения параметров могут превысить допустимые пределы, однако поскольку измерительные устройства остаются включенными в соответствующие цепи, они должны выдерживать значительные перегрузки по уровням входных сигналов.

Измерительное устройство в соответствии с предъявляемыми требованиями можно охарактеризовать следующими параметрами: вероятностью безотказной работы, сроком непрерывной работы, основной статической погрешностью, временем установления показаний, перегрузочной способностью и конструктивными размерами.

Вероятность безотказной работы определяют по результатам испытаний на надежность большого числа идентичных устройств: $P \approx (N - n) / N$ при $N \rightarrow \infty$, где N — число испытываемых устройств, n — число отказавших устройств.

Метрологические характеристики измерительного устройства определяются инструментальной погрешностью, зависящей от конкретного построения узлов устройства, и в большей степени методической погрешностью, обусловленной принятыми способами установки устройства преобразования сигналов, способом обработки и видом информации, полученной с детекторов.

При конструировании измерительных устройств первой группы, как правило, возникает вопрос об оптимизации конструкции детектора по принципу «ресурс — методическая погрешность». С уменьшением размеров чувствительного элемента детектора в условиях реакторного излучения погрешность измерения снижается, однако уменьшается и ресурс работы. Поэтому для детекторов штатных систем контроля оптимизация заключается в обеспечении приемлемой точности измерений при заданном ресурсе работы. В экспериментальных устройствах, работающих ограниченное время, требования к ресурсу не столь жесткие, что позволяет обеспечить более высокую точность и малоинерционность измерений.

9.3. МЕТОДИЧЕСКИЕ ВОПРОСЫ КОНТРОЛЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ

9.3.1. Методика разработки устройств контроля

Создание измерительных устройств контроля теплогидравлических параметров связано с решением комплекса метрологических, технических и технологических задач, к которым относятся (рис. 9.3) выбор метода измерения на основе анализа современного состояния метрологии данного параметра с учетом условий работы первичного преобразователя и его линий связи; разработка способа определения параметра (прямого или косвенного в зависимости от возможностей и целесообразности); создание и конструирование первичного преобразователя для конкретных условий измерения; разработка способа установки (или заделки) первичного преобразователя на контролируемый объект; определение мест размещения измерительных устройств в ячейке периодичности, а также по реактору в зависимости от целей измерения.

Решение каждой из этих задач, как и их комплекса, должно учитывать требования достижения необходимой точности измерений, т. е. обеспечения приемлемой погрешности измерения. При этом погрешность измерения выступает как критерий метрологического совершенства измерительного устройства и должна анализироваться на всех этапах создания способов и средств теплогидравлического контроля. Для этого могут быть использованы методы расчета, моделирования и реакторный эксперимент. Так, при разработке внутризонных термометрических устройств следует анализировать методические погрешности, обусловленные различием температуры чувствительного элемента и контролируемого объекта, оценивать мгновенные и интегральные отклонения в показаниях термопар.

Разработка внутризонных измерительных устройств связана с решением специфических задач, обусловленных влиянием на первичные преобразователи нонизирующего излучения. Вещество, находящееся в активной зоне, подвергается бомбардировке ней-

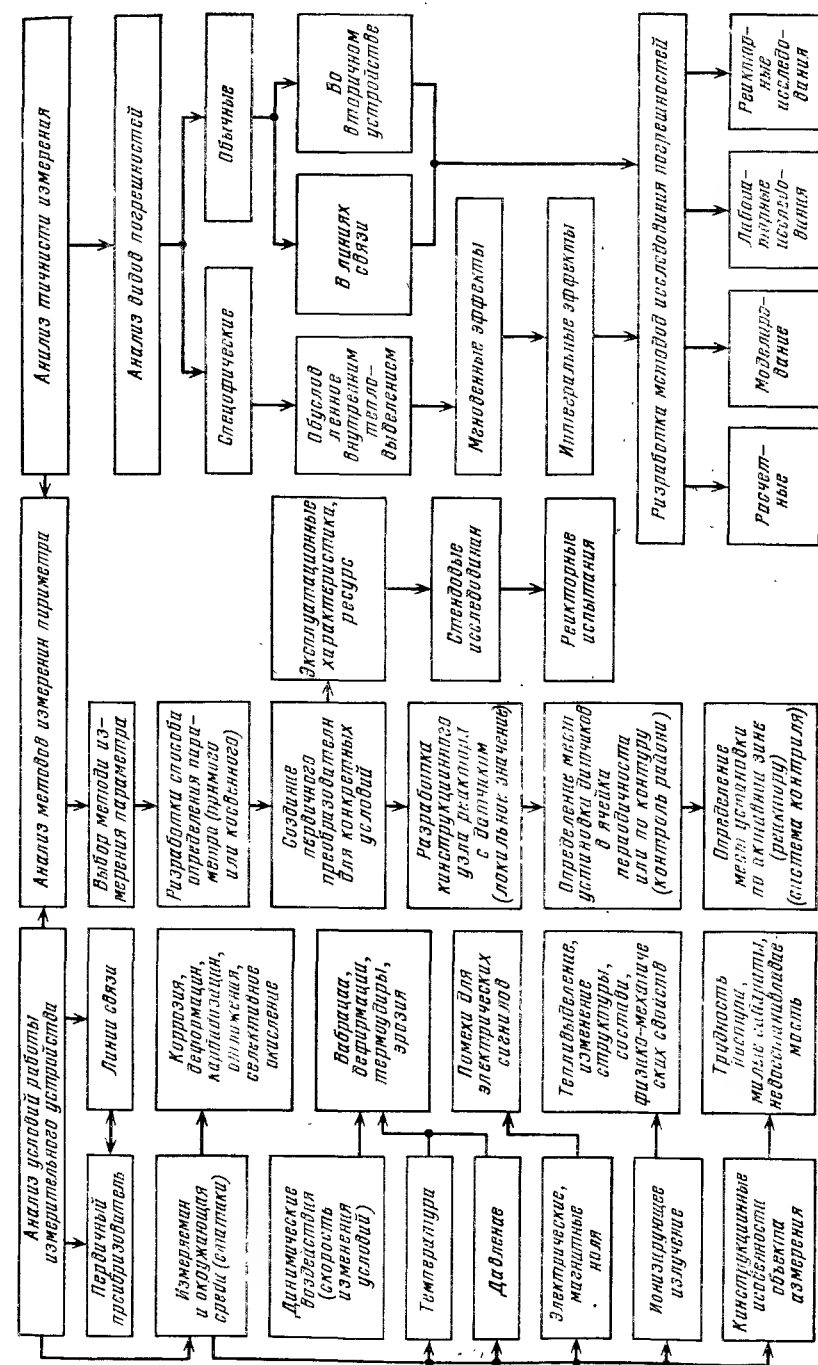


Рис. 9.3. Структурная схема методологии разработки измерительных устройств контроля теплогидравлических параметров пара

тронами, γ -квантами, электронами и другими частицами. В зависимости от типа излучения, его энергии и вида материала в последнем происходят разнообразные процессы, следствием которых могут быть такие явления, как изменение структуры, состава, физических и механических свойств материала, внутреннее тепло-выделение, что приводит к искажению метрологических характеристик измерительного устройства.

В результате радиационных повреждений металлов возрастают их предел прочности и предел текучести, уменьшается пластичность. Теплопроводность и электропроводность большинства металлов сравнительно мало меняются вследствие этих процессов, однако при создании измерительных устройств возможность такого влияния следует учитывать.

В неметаллах облучение в некоторых случаях может приводить к сильным изменениям теплопроводности и электропроводности.

Полупроводники очень чувствительны к воздействию излучения. После даже кратковременного облучения может измениться природа проводимости (электронная переходит в дырочную и наоборот).

Свойства пластмасс и эластомеров изменяются из-за образования перекрестных связей и разрыва молекулярных связей. Для воды и водных растворов характерна активизация процессов коррозии, газовой выделения и образования шламов. Большинство органических жидкостей под действием излучения становятся более вязкими, нередко в них образуются твердые осадки, происходит выделение газа, появляется тенденция к пенообразованию, возрастает способность к коксованию.

Жидкие металлы и сплавы менее других материалов подвержены радиационным повреждениям. Их свойства практически остаются без изменений. Эта особенность жидких металлов используется в новых методах измерения температуры.

Рост скорости потока теплоносителя в современных реакторах (до 10 м/с) в сочетании с высокими значениями теплового потока повышает интенсивность коррозионных процессов. Высокая интенсивность гидравлических и тепловых процессов связана с возникновением вибраций и эрозийного износа.

Для опытных реакторов особенно характерны частые остановки, приводящие к *термоциклированию*. Это сказывается прежде всего на первичных преобразователях, работающих в теплоносителях, тепловые удары для которых наиболее существенны. Помимо малых габаритных размеров объектов контроля (например, твэлов и т. п.) специфика реакторных условий связана с трудностью доступа к этим объектам. Наличие излучения, биологической защиты, давления, высокой температуры или необходимость соблюдения герметичности обуславливают в ряде случаев создание достаточно сложных и материалоемких измерительных устройств, снабженных защитными, уплотнительными и другими приспособлениями.

Линии вводов реакторных чувствительных элементов имеют, как правило, большую протяженность. Учитывая стесненность кабельных проходов в реакторах, следует обратить внимание на возможность возникновения помех в линиях связи первичных преобразователей.

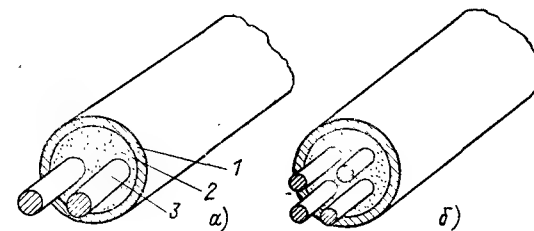
Внутризонные измерительные устройства почти всегда — невосстанавливаемые элементы реактора. При разработке их конструкций необходимо предусмотреть удобство обслуживания этих устройств и замены.

9.3.2. Методические вопросы измерения температуры

Методы и средства измерения температуры. Из многочисленных методов термометрии в реакторах при непрерывных измерениях наибольшее применение получили термоэлектрический и метод электрического сопротивления. Перспективными можно считать ультразвуковой и термошумовой методы. При дискретных измерениях используются ядерно-радиационные индикаторы (из алмаза и карбида кремния), а также плавкие индикаторы.

Термоэлектрические преобразователи (ТЭП), или термопары, — основные элементы, используемые для внутризонных температурных измерений. К их достоинствам относятся хорошая точность измерений, малое влияние реакторного излучения на номинальную статическую характеристику, малые размеры чувствительного элемента, простота первичного и вторичного измерительного устройства. При температуре до 900 °С применяют в основном кабельные ТЭП в оболочках из коррозионно-стойких сталей и сплавов (ОХ18Н10Т или ХН78Т) с изоляцией из окиси магния, с электродами из хромель-алюмеля. Термопарные кабели (рис. 9.4), из которых изготавливают ТЭП (рис. 9.5), могут иметь от

Рис. 9.4. Двухжильный (а) и четырехжильный (б) термопарные кабели:
1 — оболочка; 2 — изоляция; 3 — термоэлектроды



одной до четырех жил. Спай ТЭП выполняют изолированными от оболочки или заземленными на нее. Возможны и открытые спай. Существенное достоинство термопарных кабелей — возможность изготовления трасс переменного диаметра и рабочих концов различного поперечного сечения. Малый диаметр или плоский рабочий конец в месте расположения спая позволяет повысить точность измерения, а перевод на больший диаметр уменьшает электрическое сопротивление трассы. Большая длина кабельных ТЭП и их гибкость дают возможность прокладывать их в труднодоступных местах.

С помощью многоэлектродных кабельных ТЭП, разработанных в СССР, можно измерить температуру в нескольких точках по длине кабеля (от трех до семи) при сравнительно малых диаметрах (1,5—6,0 мм) и большой протяженности (рис. 9.5, ж). При измерениях высоких температур обычно применяют вольфраморениевые ТЭП градуировки ВР5/20 с изоляцией из BeO и с оболочками из Mo, Ta или вольфраморениевых сплавов с различными защитными покрытиями (рис. 9.5, е). В настоящее время изготавливают ТЭП с оболочкой диаметром до 1,5—2,0 мм. Как правило, за зоной высоких температур переходят на изоляцию из MgO и оболочку из жаростойкой стали.

Термопреобразователи сопротивления (ТПС) применяют при внезонных измерениях в тех случаях, когда хотят добиться высокой точности измерения. ТПС изготавливают обычно из платины в виде бифилярных проводочных спиралей. Для измерений в активной зоне ТПС используют крайне редко из-за существенного изменения их электрического сопротивления под действием излучения. Кроме того, для ТПС характерны большие, чем для ТЭП, размеры чувствительных элементов, более существенное влияние внутреннего тепловыделения. Поэтому ТПС применяют, как правило, для контроля температуры теплоносителя вне активной зоны (в корпусах реакторов и на трубопроводах).

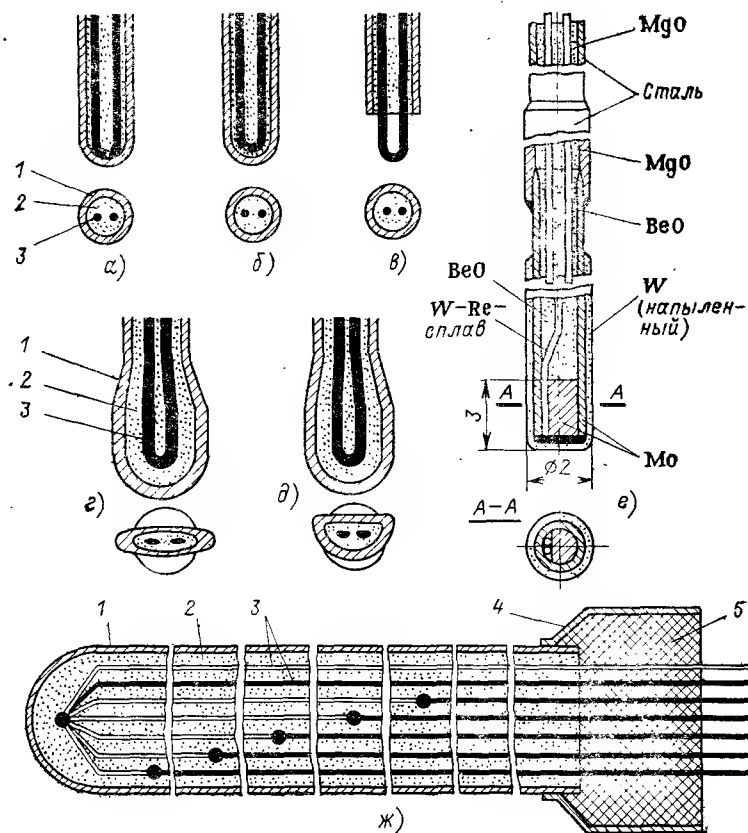


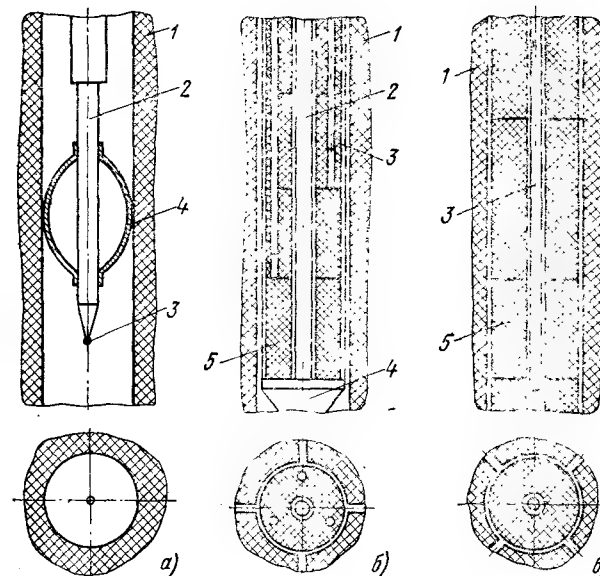
Рис. 9.5. Термоэлектрические преобразователи с заземленным (а), изолированным (б) и открытым (в) спаями; с плоскими (г) и полукруглым (д) рабочими концами; высокотемпературный ВР5/20 (е) и многоэлектродный (ж): 1 — оболочка; 2 — изоляция; 3 — термоэлектроды; 4 — втулка; 5 — герметик

Термометрические устройства. Преобразователь температуры является лишь частью термометрического устройства — термометрической сборки, узла, элемента. Для измерения температуры графитового замедлителя используют термометрические сборки, снабжаемые одним или несколькими ТЭП, измеряющими температуру кладки на различных уровнях (рис. 9.6). Сборки, имеющие свои защитные и уплотнительные узлы, представляют собой довольно сложные устройства. Применение многоэлектродных ТЭП (МТЭП) позволяет значительно

упростить конструкцию сборки. При выходе из строя замене в этом случае подлежит только сам ТЭП.

Измерение температуры твэлов — достаточно сложная задача, решить которую удалось только с применением кабельных ТЭП. При измерении температуры поверхности твэлов (рис. 9.7) ТЭП может быть размещен в зависимости от вида твэла в дистанционирующем ребре (без углубления в оболочку), существующем или специальном (ложном). Если толщина оболочки позволяет, фрезе-

Рис. 9.6. Стационарная однозонная термометрическая сборка графитовой кладки (а), сборка реактора РБМК с кабельными ТЭП (б) и сборка с МТЭП (в): 1 — графитовая кладка; 2 — элемент защитной или несущей конструкции; 3 — ТЭП; 4 — направляющее устройство; 5 — графитовая втулка



руют в оболочке паз, в который помещают ТЭП, а затем заполняют методом металлизации. Иногда конструируют специальные термометрические твэлы с утолщенной или двойной оболочкой, в которую можно заделывать ТЭП. В твэлах с особо тонкостенной оболочкой, например трубчатых (типа твэлов Белоярской АЭС), могут применяться пружинящие прижимные или биметаллические скобы.

При измерениях температуры топлива ТЭП вводят в центр твэла (рис. 9.8), уплотняя его либо на боковой поверхности, либо в торцевой части. Второй способ предпочтительнее с точки зрения надежности работы и уменьшения погрешности измерения.

Измерение температуры теплоносителя представляет особый интерес при контроле параметра на выходе из активной зоны. Некоторые типичные конструкции термометрических устройств приведены на рис. 9.9.

Погрешности измерения температуры складываются из погрешности термокомплекта (погрешностей преобразования температуры, погрешностей, вносимых линиями связи и вторичными приборами), которая характеризует отличие температуры чувствительного элемента от показаний прибора, и методической погрешности. Методическая погрешность определяется отличием неискаженной температуры в точке контроля от температуры чувствительного элемента, а также от искажения температурного поля объекта, вносимого термометрическим устройством.

Методические погрешности могут быть значительными, поэтому необходим их анализ, заключающийся обычно в исследовании температурных полей системы «чувствительный элемент — объект контроля». Например, при измерении температуры поверхности твэла в некоторых случаях отличие температуры спая ТЭП от температуры поверхности твэла может достигать 40–50 °С и должно быть

учтено как методическая погрешность. Специфика расчета методических погрешностей в ядерных реакторах состоит в учете внутреннего тепловыделения в элементах конструкции измерительного устройства. Так, учет тепловыделения в конструкции термометрической сборки для измерения температуры графита позволяет оценить методическую погрешность, достигающую 10–20 °С.

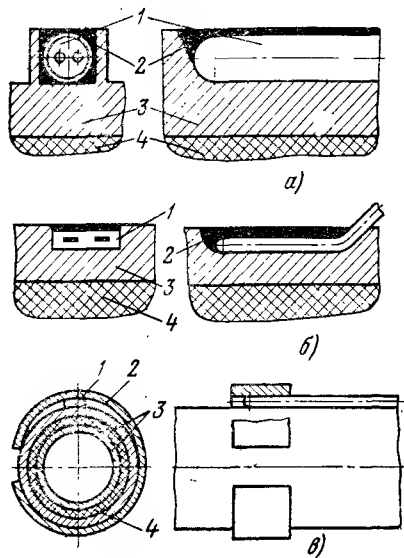


Рис. 9.7. Установка ТЭП для измерения температуры поверхности твэлов в дистанционирующее ребро (а), в паз в оболочке (б), с помощью пружинящего или термобиметаллического прижимного кольца (в): 1 — ТЭП; 2 — крепление; 3 — оболочка; 4 — топливо

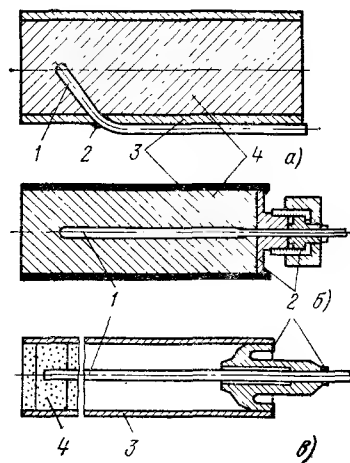


Рис. 9.8. Установка ТЭП для измерения температуры топлива с уплотнением вывода в оболочке (а), с резьбовым уплотнением ТЭП (б), с уплотнением сваркой оболочки и ТЭП (в): 1 — ТЭП; 2 — уплотнение; 3 — оболочка; 4 — топливо

Реакторное излучение оказывает влияние на показания ТЭП. Отклонения, обусловленные воздействием излучения на ТЭП, делят на *интегральные* и *мгновенные*.

Интегральные отклонения связаны с необратимыми при данной температуре изменениями структуры и химического состава термоэлектродов, которые накапливаются с увеличением флюенса излучения и сохраняются после прекращения облучения. Мгновенные отклонения возникают с началом облучения и исчезают при его прекращении. По данным большинства исследователей, интегральные отклонения в показаниях хромель-алюмелевых ТЭП не превышают 1–2 %. Природа мгновенных отклонений изучена пока недостаточно, и имеются противоречивые сведения о их значениях и знаках. Так, полученные на реакторе СМ-2 мгновенные отклонения для ТЭП, хромель-алюмелевых и ВР 5/20, имели разные знаки и составляли соответственно +26,0 и –15,7 °С при температуре плавления алюминия, а при других температурах градуировки были еще выше. В то же время в опытах на импульсном реакторе при больших значениях интенсивности излучения мгновенные отклонения были отнесены к методическим погрешностям, обусловленным внутренним тепловыделением.

Проведенные опыты на реакторе ИВВ-2 при температуре кипения азота, температуре кипения воды и температуре плавления алюминия показали, что влияние интенсивности излучения при параметрах $\Phi_{\tau} = 1,4 \cdot 10^{14}$ нейтр./(см²·с),

$\Phi_6 = 0,8 \cdot 10^{14}$ нейтр./(см²·с) и $P_{\gamma} = 4 \cdot 10^5$ Р/с (где Φ_{τ} , Φ_6 — флюенсы тепловых и быстрых нейтронов и P_{γ} — суммарная доза γ -квантов) не существенно, что позволяет говорить об удовлетворительных возможностях работы хромель-алюмелевых ТЭП. Аналогичные результаты были получены для спектров излучения, характерных для водо-графитовых реакторов.

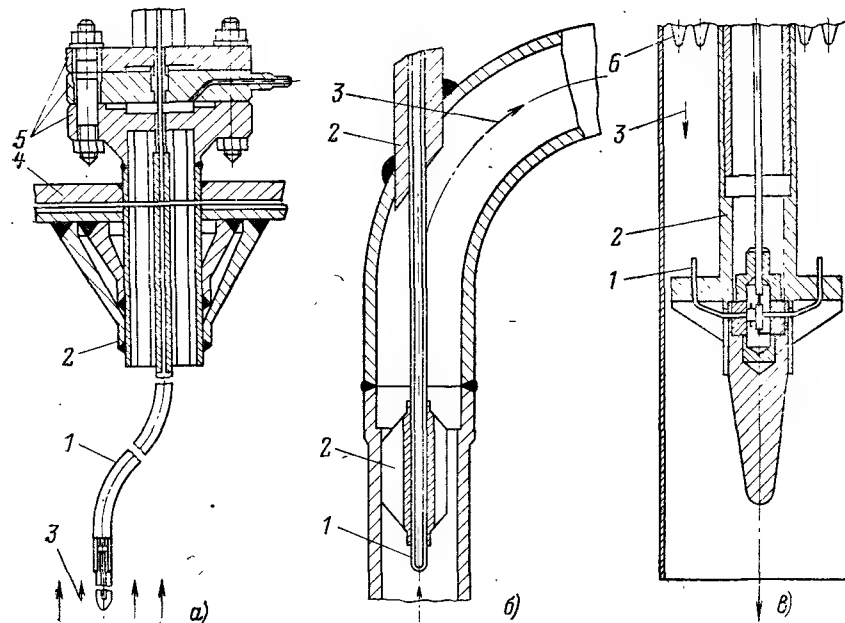


Рис. 9.9. Узлы термометрических устройств для измерения температуры теплоносителя в реакторах ВВЭР (а), для измерения температуры перегретого пара в реакторе Белоярской АЭС (б), для контроля температуры газа после ТВС в газовом реакторе (в): 1 — ТЭП; 2 — крепление; 3 — направление теплоносителя; 4 — крышка; 5 — фланцы; 6 — твэлы

Для изучения мгновенных эффектов при высоких потоках излучения следует получить дополнительный экспериментальный материал. В случае необходимости для конкретных условий измерений целесообразно проводить экспериментальную оценку мгновенных отклонений.

Системы температурного контроля энергетических реакторов. Система температурного контроля реакторов РБМК обеспечивает измерение температуры теплоносителя на входе в реактор, на выходе каналов СУЗ и каналов охлаждения отражателя, температуры поверхности твэлов, графитовой кладки, металлоконструкций, защитных плит, водяной защиты, бетона, кожуха и т. д.

Для измерения температуры графитовой кладки в трех точках по высоте установлено 12 термометрических сборок — восемь в активной зоне и четыре в боковом отражателе. Температура верхней и нижней плит реактора измеряется такими же сборками, но имеющими по два ТЭП. Все ТЭП кабельного типа с оболочкой из сплава ХН78Т, стойкого к науглероживанию.

Для измерения температуры металлоконструкций реактора применяют кабельные ТЭП, размещаемые в дополнительных чехлах из нержавеющей стали. Измерение температуры воды в баках биологической защиты осуществляется также с помощью ТЭП кабельного типа. Температура поверхности твэлов измеряется в специальных термометрических кассетах, в твэлах которых между двумя оболочками в залитых силумином зазорах установлены кабельные ТЭП.

Система штатного температурного контроля реакторов типа ВВЭР обеспечивает измерение температуры: теплоносителя на входе в реактор и выходе из него (по замерам в трубопроводах циркуляционных петель), на выходе из топливных кассет (на большей части или на всех кассетах), различных конструктивных элементов реактора, таких как поверхности чехлов приводов СУЗ, поверхности корпуса, фланцев, каналов ионизационных камер и др. Изучаются возможности измерения штатной системой температуры твэлов и расхода теплоносителя на входе в кассеты.

9.3.3. Методические вопросы измерения расхода теплоносителя

Методы и средства измерения расхода. Выбор метода измерения расхода производится на основании анализа условий работы расходомерного устройства с учетом специфических требований, к которым относятся (как правило, в канальных реакторах) следующие: повышенная точность измерения (1—2 %), широкий диапазон изменения расхода (1:10), минимальные потери давления, высокая надежность и продолжительный ресурс работы, простота конструкции и удобства обслуживания, в том числе замены.

Среди методов измерения расхода, применяемых в реакторах, можно выделить методы, реализуемые в расходомерах переменного и постоянного перепада давления, в тахометрических и электромагнитных расходомерах. К перспективным можно отнести термометрический, корреляционный и ультразвуковой методы измерения расхода.

Расходомеры переменного перепада давления. К ним относятся измерительные диафрагмы и сопла, трубы Вентури, трубки Пито. Главные достоинства этих расходомеров — простота конструкции, значительный ресурс работы, универсальность применения без ограничения сред и размеров трубопроводов, удобство массового производства, возможность применения с достаточной точностью без предварительной тарировки.

К основным недостаткам можно отнести квадратичную зависимость между расходом и перепадом давления, а следовательно, неравномерность шкалы и ограниченность диапазона измерения (1:3); инерционность измерения, связанную с длиной импульсных трубок; необходимость большого прямолинейного участка перед расходомером (для выравнивания поля скоростей); существенные гидродинамические потери на дросселирующем устройстве; главный же недостаток — наличие длинных импульсных линий.

Расходомеры переменного перепада давления (диафрагмы и сопла) применяются в штатных системах контроля расхода на всех АЭС в устройствах второй и третьей групп измерений, например, для контроля расхода воды, пара, газа по петлям, по коллекторам и т. д. (рис. 9.10). Применяются они в некоторых случаях измерений расхода в технологических каналах, а также при экспериментальных измерениях.

При конструировании измерительных устройств особое внимание уделяется обеспечению герметичности и в тех случаях, когда это возможно, применяют сварные соединения.

Расходомеры переменного перепада установлены на Первой АЭС. Опыт их эксплуатации показал, в частности, высокую надежность, однако возникали сложности с заменой импульсных трубок.

Погрешности измерения. При передаче сигнала по импульсным трубкам возникает статическая погрешность измерения из-за влияния гидростатического давления столба жидкости, а также снижается надежность контура из-за возможности разгерметизации трубок. Кроме того, импульсные трубки могут быть причиной динамических погрешностей как инерционное звено цепи (особенно в газовых и паровых средах). Поэтому в соответствии с нормативными материалами «Правила 28-64 измерения расхода жидкостей, газов и паров стандартными диафрагмами и соплами», М., 1968) основные параметры импульсных линий следует выбирать из условий минимальных динамических и статических погрешностей, с учетом удобства эксплуатации устройства, его замены, проверки. Прокладка импульсных трубок должна вестись таким образом, чтобы

исключалось образование и скопление газовых пузырей в линиях, заполненных жидкостями, или конденсата в линиях, заполненных газами. Это достигается прежде всего обеспечением достаточного угла наклона трубок, исключением прогибов, карманов, а также источников тепла или холода. При организации продувки импульсных линий, связанных с первым контуром, продуваемая среда должна сбрасываться в специальную канализацию.

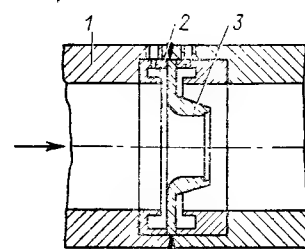


Рис. 9.10. Вварное сужающее устройство:

1 — трубопровод; 2 — камера отбора давления; 3 — сопло

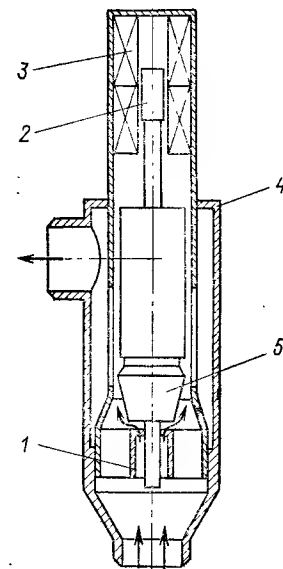


Рис. 9.11. Поплавковый расходомер:

1 — направляющие; 2 — сердечник; 3 — узел съема сигнала; 4 — корпус; 5 — поплавок

Расходомеры со стандартными диафрагмами и соплами не нужно градуировать, важно обеспечить качество их изготовления и установки. Нарушения требований приводят к дополнительным погрешностям. Помимо неправильного изготовления источниками погрешностей могут быть несоответствие размеров сопла и диафрагм размерам трубопроводов, несоблюдение требования удаленности расходомера от местных сопротивлений (менее 30 диаметров), неправильная установка, дефекты трубопровода и дефекты, возникающие в процессе эксплуатации.

При отклонении от стандартных условий необходимо проводить прямую градуировку расходомерных устройств.

Расходомеры постоянного перепада давления подразделяются на ротаметры и поплавковые расходомеры (рис. 9.11). Их достоинства — простота устройства, достаточно равномерная шкала, значительный диапазон измерения; недостатки — большой ход поплавка при больших диапазонах расхода, влияние на показания пульсаций расхода, зависимость характеристики от вязкости среды.

Тахометрические расходомеры основаны на измерении окружной скорости вращения тела, увлекаемого во вращательное движение потоком теплоносителя. В реакторах применяются турбинные и шариковые расходомеры.

Турбинные расходомеры. Основные части турбинного расходомера (рис. 9.12) — корпус, ротор (турбина) и воспринимающая обмотка, служащая для измерения скорости вращения ротора. Турбинные расходомеры характеризуются высокой точностью, широким диапазоном измерения, малой инерционностью. Их главные недостатки — ограниченный ресурс работы из-за наличия подвижного элемента в потоке теплоносителя и зависимость показаний от параметров и теплофизических свойств среды. Ресурс турбинных расходомеров определяется главным образом ресурсом подшипников ротора и обычно составляет 1000—2000 ч, поэтому турбинные расходомеры рекомендуется применять в экспериментальных измерениях.

При использовании расходомеров вблизи активной зоны следует особое внимание обращать на выбор материалов обмоток и магнитов, подвергающихся облучению, а в некоторых случаях и воздействию высокой температуры.

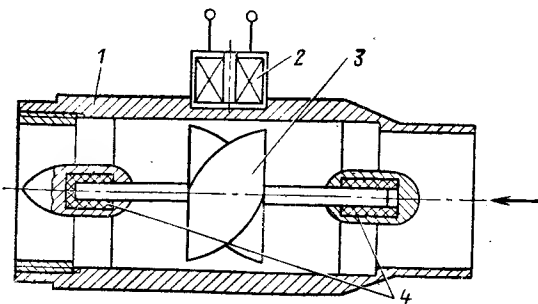


Рис. 9.12. Тахометрический турбинный расходомер:

1 — корпус; 2 — узел съема сигнала; 3 — турбинка; 4 — подшипники скольжения

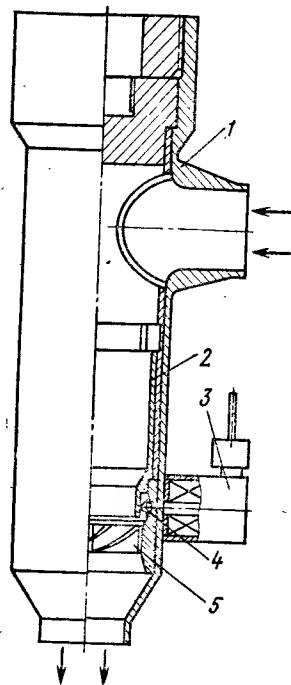


Рис. 9.13. Тахометрический шариковый расходомер ШТОРМ-32М:

1 — корпус; 2 — втулка; 3 — магнитоиндукционный преобразователь (узел съема сигнала); 4 — шарик; 5 — направляющий аппарат

Шариковые расходомеры. Принцип действия шарикового расходомера основан на измерении скорости закрученного потока по частоте вращения шара, помещенного в поток. Схема шарикового расходомера системы показального контроля расхода реактора РБМК приведена на рис. 9.13. Поток теплоносителя проходит через направляющий аппарат, закручивается и за счет сил вязкого трения приводит шар во вращение. С помощью магнитоиндукционного преобразователя (МИП) измеряется частота вращения шара. Достоинства шарикового расходомера ШТОРМ-32М — удовлетворительный ресурс работы (~25 000 ч), отсутствие импульсных трубок, широкий диапазон измерения, малая инерционность, простота и компактность конструкции, пропорциональность выходного сигнала расходу теплоносителя. К основным недостаткам, так же как и у турбинных расходомеров, можно отнести наличие подвижного элемента, зависимость показаний от теплофизических свойств теплоносителя.

Погрешности измерений. Основная погрешность расходомера ШТОРМ-32М составляет 1,5 %. Зависимость погрешности от свойств теплоносителя объясняется наличием жидкостного трения лопаток или шарика, которое обусловлено изменением вязкости среды с температурой. Кроме того, сказываются и конструктивные особенности расходомера. Экспериментально определенная составляющая погрешности, обусловленная повышением температуры с 20 до 280 °С, составила 8,3 % при среднеквадратическом отклонении 2,1 %.

Электромагнитные расходомеры применяют для контроля расхода электропроводных сред и жидких металлов. Принцип их работы основан на использовании электрических явлений, возникающих при движении токопроводящей среды в неподвижном магнитном поле. Электродвижущая сила в измерительной

цепи пропорциональна угловой частоте, индукции между полюсами магнита, скорости потока, а также коэффициенту, характеризующему конструкцию устройства.

К достоинствам электромагнитных расходомеров можно отнести широкий диапазон измерения, малую инерционность, отсутствие потерь давления, слабую зависимость от вязкости и плотности среды. Трудность использования расходомеров для жидких металлов связана с подбором материалов для электродов и трубы. Недостатками также являются зависимость показаний от помех и от отложений на электроде.

Системы контроля расхода теплоносителя наиболее развиты в канальных реакторах. Рассмотрим принципы построения многоканальной системы на примере системы реактора РБМК.

Система обеспечивает: измерение и регистрацию расхода воды во всех каналах активной зоны, сигнализацию отклонений расходов воды от номинальных, определение суммарных расходов. Система позволяет измерять расходы как с помощью вычислительного комплекса, так и без него по показывающим приборам. Значения расходов сравниваются с уставками, которые задаются в зависимости от характеристик каналов и их расположения в реакторе и могут меняться при изменении режима работы энергоблока. При обнаружении выхода за пределы уставок расхода воды вычислительный комплекс выдает информацию оператору о появлении отклонения в каналах с топливом, а также при снижении расхода воды в канале СУЗ ниже допустимого.

9.3.4. Методические вопросы контроля уровня жидкости

Методы контроля уровня. Несмотря на большую практику применения в разнообразных технологических процессах различных методов контроля уровня жидкости, в специфических реакторных условиях многие из них неприемлемы. Например, электрические, ультразвуковые, радиоволновые методы нельзя применять из-за влияния на работу аппаратуры ионизирующего излучения. В реакторах можно использовать манометрический и теплопроводный методы. Реже используются кондуктометрический и потенциометрический методы.

Необходимо отметить, что для условий реакторов наиболее существенное значение приобретают простота конструкции уровнемера, его высокая точность, малая инерционность, бесконтактность измерения, возможность контроля уровня кипящих и неспокойных жидкостей, находящихся при высоких температурах и давлении.

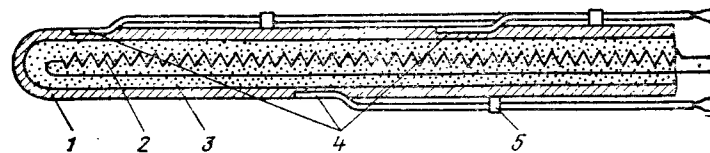


Рис. 9.14. Теплопроводный уровнемер с кабельными ТЭП:

1 — оболочка нагревателя; 2 — нагреватель; 3 — изоляция; 4 — ТЭП; 5 — крепление кабеля

Устройства контроля уровня. Манометрические уровнемеры. В основе их работы лежит измерение разности гидростатических столбов воды. Они применяются во многих элементах циркуляционного контура реактора во второй и третьей группах измерительных устройств со сравнительно малой интенсивностью излучения и поэтому не имеют существенных отличий от устройств общепромышленного назначения. В частности, манометрические уровнемеры применяются при измерениях уровня пароводяной смеси в барабанах-сепараторах АЭС. Следует отметить, что контроль этого параметра является весьма ответственным по условиям обеспечения безопасности и надежности циркуляционного контура и турбины.

Погрешности измерения манометрических уровнемеров в реакторах не имеют специфики и достаточно подробно описаны в литературе по приборам ТЭС. Теплопроводные уровнемеры. Принцип их действия основан на различии теплопроводностей жидкости и газа (пара). В реакторах в качестве чувствительных элементов уровнемеров можно использовать ТЭП, в том числе кабельные, стойкие к воздействию нонизирующего излучения (рис. 9.14). По длине корпуса электрического нагревателя на различном расстоянии устанавливают кабельные ТЭП. Разрешающая способность уровнемера определяется шагом между спаями ТЭП.

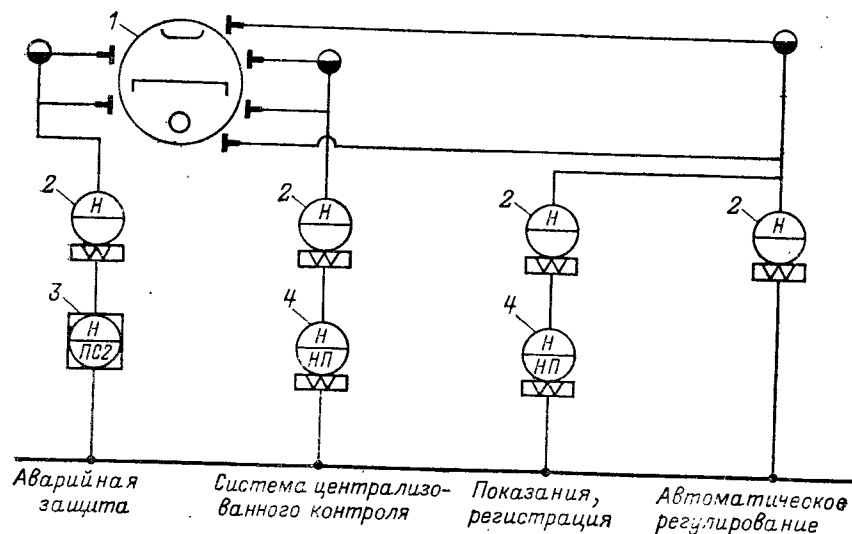


Рис. 9.15. Схема системы контроля уровня в барабане-сепараторе реактора РБМК:

1 — барабан-сепаратор и уравнительные сосуды; 2 — первичные преобразователи; 3 — вторичный прибор; 4 — нормирующие преобразователи

Погрешности измерения уровня теплопроводными уровнемерами связаны прежде всего с дискретностью измерения, а также с тепловой инерционностью системы. Следует учитывать, особенно в кипящих средах, возможность стекания пленки конденсата по корпусу уровнемера, что может также приводить к дополнительным погрешностям.

Системы контроля уровня. Контроль за уровнем жидкости осуществляется как в самих реакторах, так и в отдельных элементах энергетической установки: барабанах-сепараторах, парогенераторах, баках биологической защиты, компенсаторах объема, емкостях систем безопасности, в различных станционных баках и прочих емкостях.

Если уровнемер жидкости является частью системы аварийной защиты реактора, то к нему предъявляют особенно жесткие требования — прибор должен обладать очень высокой надежностью. Иногда канал аварийной сигнализации и защиты по уровню строится на мажоритарном принципе контроля.

Схема системы контроля уровня в барабанах-сепараторах реактора РБМК показана на рис. 9.15.

9.3.5. Методические вопросы контроля целостности циркуляционного контура

Методы контроля целостности контура циркуляции теплоносителя специфичны для ядерных реакторов и получили свое развитие со становлением атомной энергетики. Контроль разгерметизации контура, как правило, основан на изменении разнообразных косвенных, а реже прямых параметров.

Существующие методы контроля можно разделить на следующие четыре группы: 1) методы контроля по параметрам теплоносителя; 2) методы контроля по составу и параметрам окружающей контролируемый объект газовой смеси; 3) методы контроля температурных полей, контролируемого объекта в месте разгерметизации; 4) акустикоэмиссионные (шумовые) методы.

Наибольшее распространение в ядерной энергетике получили первые два метода. Весьма перспективными представляются акустикоэмиссионные методы.

Контроль целостности контура по параметрам теплоносителя основан на регистрации изменений расхода или давления теплоносителя, возникающих при появлении течи на контролируемом участке контура.

В классическом методе по разности показаний двух расходомеров или манометров, установленных на выходе и входе теплоносителя в объект контроля, судят о наличии течи. Вариант метода с одним расходомером, установленным на входе в канал, применяется практически на всех канальных реакторах. Расходомер имеет уставку по максимуму расхода, превышение которой является признаком разгерметизации канала. Расходомеры, используемые в этих измерениях, описаны в п. 9.3.3. Достоинство этого метода — однозначность выявления разгерметизации при больших течах теплоносителя, недостаток — низкая чувствительность при малых течах.

Контроль целостности контура по параметрам газовой смеси основан на контроле таких параметров (и их комбинаций) отсасываемой из окружающего пространства газовой смеси, как влажность, температура, давление, активность, а также состав смеси. При возникновении течи возрастает влажность, теплопроводность, теплоемкость газовой смеси, интенсифицируются процессы окисления, повышается активность смеси.

В реакторах канального типа в качестве первичных преобразователей используются детекторы влажности различных типов, детекторы давления, температуры (ТЭП), анализаторы активности газа. Работа детектора влажности газовой смеси, применяемого в реакторах типа РБМК, основана на изменении электрической проводимости чувствительного элемента с изменением влажности просасываемого через него газа.

Достоинство этих методов — высокая чувствительность к малым течам. Недостатки связаны со сложностью реализации при разветвленных контурах циркуляции.

Контроль целостности контура по акустическим сигналам. В основу методов положена регистрация акустических колебаний в металлоконструкции контура, возникающих в месте разгерметизации при истечении теплоносителя. Частотный диапазон этих колебаний простирается от сотен герц до сотен килогерц. Акустические колебания хорошо распространяются по металлу и могут быть зарегистрированы в удобной для измерений точке контура.

В качестве первичных шумовых (акустических) преобразователей (ППШ) применяют магнитострикционные и пьезокерамические детекторы. Примером может служить пьезокерамический детектор (рис. 9.16) с чувствительным элементом из пьезокерамики ЦТС (цирконат-титанат-свинца).

Акустикоэмиссионные методы обладают рядом достоинств, к которым относятся высокая информативность, избирательность, простота устройств, отсутствие специальных требований к конструкции контура, широкие функциональные возможности. К существенному преимуществу следует отнести также возможность прогнозирования разгерметизации путем контроля за растрескиванием металла контура. Метод регистрации акустической эмиссии, сопровождающей процесс трещинообразования в металле, разрабатывается и может быть

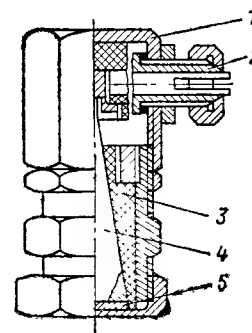


Рис. 9.16. Термостойкий акустический преобразователь:

1 — корпус; 2 — узел крепления и вывода кабеля; 3 — изолятор; 4 — демпфер отраженной волны; 5 — чувствительный элемент (пьезокерамика)

использован для контроля целостности корпусов и ответственных узлов реакторов.

Системы контроля целостности контура. Системы первой группы (по параметрам теплоносителя) строятся на основе штатных систем контроля расхода и давления теплоносителя. Достоинство таких систем — отсутствие дополнительных затрат на их реализацию. Однако применяемые в настоящее время расходомеры и манометры не обладают достаточной чувствительностью и точностью, чтобы зафиксировать начало разрушения трубопровода.

Системы второй группы (по параметрам газовой смеси) используются практически на всех канальных реакторах. Их достоинства — высокая чувствительность и широкий диапазон измерения. К недостаткам следует отнести большую

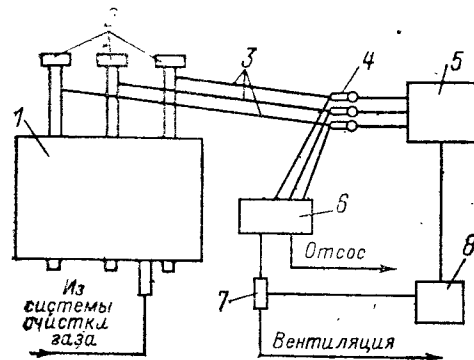


Рис. 9.17. Система контроля целостности технологических каналов реактора по анализу параметров газовой смеси:

1 — реактор; 2 — технологические каналы; 3 — импульсные трубы; 4 — ТЭП; 5 — ЭВМ; 6 — групповой коллектор; 7 — датчик влажности; 8 — сигнализатор влажности

инерционность, громоздкость (наличие большого количества импульсных линий отбора газа), ограниченную ремонтпригодность, слабую избирательность. Тем не менее их достоинства позволяют отдавать предпочтение таким системам перед другими. В типовой схеме, реализуемой в реакторах РБМК для контроля целостности ТК (рис. 9.17), анализируемая газовая смесь по импульсным трубкам

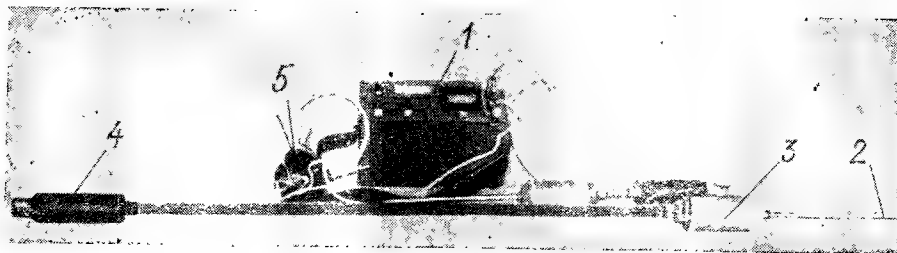


Рис. 9.18. Акустикоэмиссионный индикатор течи:

1 — блок анализа шумов; 2 — волновод; 3 — первичный преобразователь; 4 — ручка; 5 — головные телефоны

отсасывается из реакторного пространства к коллекторам системы, где измеряется влажность газа. Это позволяет определить место негерметичного ТК. Сам текущий ТК выявляется по возрастанию температуры газовой смеси в импульсной трубке.

Акустикоэмиссионные системы можно подразделить на стационарные и мобильные. В стационарных системах на контролируемых участках объекта с определенным шагом устанавливаются ПШП. С помощью коммутатора детекторы поочередно подключаются к вторичной аппаратуре, анализирующей сигналы

на выявление течи теплоносителя. Мобильные системы реализуются при использовании одного или нескольких детекторов, перемещаемых вблизи контролируемой поверхности или контактирующих с ней.

В реакторах РБМК целесообразным оказалось применение мобильной системы с переносным автономным вторичным устройством анализа шумов акустической эмиссии и представлением информации в наглядной форме. В качестве чувствительного элемента ПШП использован пьезоэлемент. Контакт чувствительного элемента с конструкцией осуществляется через волновод (рис. 9.18).

Основными характеристиками систем контроля целостности могут служить чувствительность, разрешающая способность и оперативность. Чувствительность определяется как зависимость принятого контролируемого параметра от действительных характеристик разгерметизации, так и чувствительностью первичного преобразователя. В акустикоэмиссионных методах к этому следует добавить также принятый алгоритм обработки и анализа шумов.

Для систем контроля по измерению расхода чувствительность определяется погрешностями и диапазоном измерения расходомеров. Для систем, связанных с анализом влажности газовой смеси, чувствительность может составить 0,06—0,1 л/ч. Для акустикоэмиссионных систем она зависит от уровня фоновых шумов и может достигать 5—10 л/ч.

Из перспективных методов наилучшей разрешающей способностью, т. е. однозначностью определения места разгерметизации, обладают методы по контролю расхода и акустикоэмиссионные. Отношение сигнала о разгерметизации ТК к фоновому (герметичному) составляет от 5 до 100.

В системах анализа параметров газовой смеси разрешающая способность зависит от возможных перетоков и скорости распространения влаги по окружающим импульсным трубкам. Разрешающая способность составляет 1,8—3.

Оперативность выявления разгерметизации зависит от построения системы. Системы контроля по параметрам теплоносителя наиболее оперативны (секунды). Для систем контроля параметров газовой смеси оперативность определяется скоростью прохождения смеси от места разгерметизации до детектора. В системе реактора РБМК это время составляет 2—5 мин.

ВВЕДЕНИЕ

Ядерные реакторы эксплуатируются в сложных условиях совместного воздействия потока нейтронов и реакторных излучений, высоких температур и градиентов температур, механического нагружения, которые могут оставаться постоянными или изменяться при переходных процессах. Выбор надежного конструкционного решения, удовлетворяющего заданным функциям и сохраняющего требуемые эксплуатационные показатели в определенный промежуток времени, проводится на этапе проектирования. Проектирование включает в себя отыскание наилучшего варианта принципиальной (скелетной) схемы, удовлетворяющей основным параметрам и заданным характеристикам изделия, конструирование на ее основе частей, систем, узлов, агрегатов, механизмов, их технологическую разработку.

Конструкция реактора как совокупность составляющих его частей обосновывается нейтронно-физическим, теплогидравлическим и прочностным расчетами, анализом переходных процессов при нормальных и аварийных ситуациях, расчетом надежности реактора и его систем, а также экономических показателей установки. Решения конструкции реактора и его элементов многочисленны. Выбор оптимального, наилучшего среди множества возможных конструкционного решения проводится из условия требуемой надежности, приемлемой экономичности, минимума металлоемкости и т. д. Основной принцип оптимизации — выбор такого критерия «качества» объекта, при котором эффективность его функционирования в системе более высокого класса максимальна. Широкие возможности оптимизации открывает создание систем автоматизированного проектирования.

Нейтронно-физический, теплогидравлический, прочностной расчеты проводятся на основе математических моделей, описывающих отдельные стороны условий эксплуатации элементов конструкции ядерного реактора. Модели базируются на фундаментальных физических законах и данных об изменении всего комплекса свойств реакторных материалов при эксплуатации. Последние получают в реакторном эксперименте, проводимом в условиях,

максимально приближенных к натурным, когда исследуются физико-химические и механические свойства топливных, конструкционных материалов, теплоносителя, материалов замедлителя, такие как пределы прочности и текучести, относительное удлинение, набухание под облучением, коррозия и эрозия в теплоносителе, взаимодействие материалов, контактирующих в условиях эксплуатации или изготовления.

Сложность протекающих в реакторе физических процессов обуславливает приближенность любой самой современной модели его расчета. Поэтому экспериментальные подтверждения надежности используемой модели и качества конструкционного решения играют главную роль при проектировании ядерного реактора. Постановке эксперимента, выбору условий моделирования уделяется исключительно важное внимание. Натурный «реакторный» эксперимент, в котором воспроизводятся все условия работы элемента (поток и спектр нейтронов, натуральный теплоноситель соответствующего качества и параметров, объемное энерговыделение в топливе, механические нагрузки и т. п.), позволяет обосновать надежность конструкции. Однако в натурном эксперименте трудно изучать детальные особенности протекающих в материалах физических процессов и часто приходится ограничиваться констатацией интегральных эффектов: изменения формы и размеров элементов, эрозии, глубины взаимодействия материалов и др. Создание более совершенных и надежных конструкций зависит от знания интегральных эффектов в гораздо меньшей степени, чем от понимания отдельных физических процессов, протекающих в материалах реактора. Поэтому натурный «реакторный» эксперимент выполняется на заключительном этапе обоснования конструкционного решения. Ему предшествуют эксперименты, проведенные в условиях частичного моделирования, на основе которых и отбирается оптимальный вариант конструкции для реакторного эксперимента. Например, исследования процессов теплофизики в сборках (топливных каналах) на начальных стадиях выполняются без имитации тепловыделения (исследование гидродинамики потока теплоносителя) или при моделировании плотности теплового потока с поверхности твэлов электронагревом. Отсутствие делящихся материалов и реакторных излучений позволяет выполнять в таких экспериментах с макетами сборок тонкие измерения, направленные на изучение процессов гидродинамики и теплообмена, создание физически обоснованного метода теплогидравлического расчета, применимого для широкого класса конструкционных решений.

Экспериментальные исследования проводятся на материаловедческих исследовательских реакторах, специальных исследовательских реакторах с замкнутыми контурами (петлями) теплоносителя, а также на действующих энергетических реакторах либо в специально сооружаемых петлях, либо в общем контуре. Для нейтронно-физических экспериментов, в которых измеряются коэффициенты реактивности, энергораспределение и уточняется структура активной зоны, создаются критические сборки мощ-

ностью, близкой к нулевой. По размерам они могут быть равны моделируемой активной зоне или представлять уменьшенный ее макет. Загрузка критической сборки проводится как штатными ТВС, так и специально изготовленными модельными сборками, содержащими ядерное топливо.

Материаловедческие, исследовательские и энергетические реакторы используют для изучения влияния на физико-химические свойства материалов реакторных излучений, выбора качества теплоносителя и опробования средств и режимов поддержания этого качества, измерения скорости коррозии материалов и распределения продуктов коррозии в контуре теплоносителя.

Предшествующие реакторным вне реакторные испытания свойств материалов, тепловых и гидравлических процессов проводят в автоклавах, на специальных стендах с замкнутыми или разомкнутыми контурами теплоносителя, оснащенных необходимыми средствами контроля параметров, а при автоматизированном испытании — и ЭВМ, с помощью которой непосредственно в ходе эксперимента проверяются параметры, заданные математической моделью.

Объем экспериментальных и расчетных исследований, выполняемых в обоснование конструкции реактора, зависит от уровня знаний, накопленных на предшествующем этапе развития реакторостроения. Так, для корпусных водо-водяных, канальных водо-графитовых, канальных тяжеловодных реакторов большинство вопросов их конструирования и эксплуатации хорошо изучены. При конструировании новых реакторов указанных типов, как правило, стоит задача увеличения единичной мощности и энергонапряженности, снижения металлоемкости, повышения экономичности, освоения новых режимов эксплуатации. В этом случае объем обосновывающих конструкцию реактора исследований сравнительно мал. Напротив, для новых типов ядерных реакторов, например высокотемпературных с гелиевым теплоносителем, объем экспериментальных и расчетных исследований велик.

Важное место в обосновании конструкции реактора принадлежит расчетному анализу переходных процессов при нормальных и аварийных ситуациях, выполняемому с использованием математической модели реактора, реализованной на аналоговых и цифровых ЭВМ. Недостающие для построения математической модели данные получают в результате соответствующим образом поставленного физического эксперимента. Примером может служить анализ аварийных ситуаций, вызванных истечением теплоносителя через разрывы в первом контуре. Режимы истечения и динамику теплогидравлических процессов в контуре в этих условиях изучают на специальных стендах.

Технические характеристики опытных и головных образцов систем, механизмов и оборудования перед установкой в реактор проверяются на стендах. Проверка включает ресурсные испытания, испытания в условиях переходных процессов при имитации нагрузок от давления, вибрации, ударов и т. п.

Опытные образцы или макеты используются для отработки технологических процессов изготовления элементов реактора и его монтажа. Результаты последних испытаний также входят в обоснование конструкции ядерного реактора.

Можно отметить общую тенденцию проектирования: число факторов и определяющих параметров, учитываемых в расчетах и постановке модельных экспериментов, по мере разработки конструкции постоянно возрастает. Так, при выборе скелетной схемы объекта можно ограничиться поисковыми, предварительными физическими, теплофизическими, прочностными расчетами, основанными на простых эмпирических соотношениях и одномерных математических моделях. По мере конкретизации конструкции расчеты выполняются уже как поверочные со все возрастающей степенью детализации, использованием математических моделей, реализованных на ЭВМ и созданных на базе специальных физических экспериментов. Накопленный опыт проектирования позволил разработать большое количество методик расчета, программ, их численной реализации. По мере совершенствования методики расчета увеличивается число одновременно учитываемых факторов, определяющих работу конструкции.

В то же время для уяснения существа расчетных обоснований как инженерных основ конструирования нет необходимости изучать современные программные комплексы. Гораздо более важно уяснить физические принципы, положенные в их основу. Именно этими соображениями продиктовано изложение материала в настоящем разделе.

Глава 10

ТЕПЛОФИЗИКА РЕАКТОРОВ

10.1. ЗАДАЧИ ТЕПЛОФИЗИКИ РЕАКТОРОВ

Для разработки надежных методов использования ядерной энергии оказалось необходимым решить ряд научно-технических проблем. Первая из них — экспериментальное определение констант делящихся и конструкционных материалов, их зависимости от энергии нейтронов, изучение на критических сборках распределения потока нейтронов, регулируемости реакторов, характеристик воспроизводства. На основе этих исследований были созданы методы нейтронно-физического расчета реакторов.

Следующая важная проблема — исследование в области теплофизики реактора, т. е. законов теплопередачи в реакторных условиях, а также факторов, определяющих и ограничивающих ее интенсивность. Результаты этих исследований позволили найти надежные инженерные решения, дать расчетные формулы, разумно подойти к запасам, закладываемым в элементы конструкции. Важность задач теплофизики реакторов обусловлена тем, что

ядерные реакторы должны проектироваться и проектируются на гораздо большие теплонапряженности, чем традиционные тепловые источники энергии. Эта возможность связана с применением ядерного горючего, в миллионы раз более энергоемкого, чем органическое топливо, и позволяющего получать любую реально необходимую в энергетике температуру. Следствием высокой теплонапряженности являются большие плотности теплового потока и градиенты температуры. Их снижение до допустимых по условиям теплосъема и прочностным характеристикам материалов значений требует развитых теплопередающих поверхностей.

Теплопередача в ядерных реакторах реализуется теплопроводностью, конвекцией и излучением. Отличительная особенность теплообмена — наличие объемного тепловыделения, определяемого в результате нейтронно-физического расчета и зависящего от состава материалов реактора. Задачи реакторной теплофизики — исследование процессов теплопроводности с объемным тепловыделением, конвективного и лучистого теплообмена в развитых теплопередающих поверхностях, фазовых переходов с учетом влияния условий эксплуатации элементов конструкции на процессы теплообмена. Указанные задачи взаимосвязаны и в общем случае могут быть решены только совместно. Выявление взаимного влияния теплообмена теплопроводностью, конвекцией и излучением на распределения температур в конструкции и материалах — важнейшая с точки зрения конструктора задача теплофизики реакторов. Для решения современных и перспективных задач реакторостроения теплофизические задачи должны быть рассмотрены для всевозможных теплоносителей, различных конструктивных форм теплопередающих поверхностей, схем теплообмена, в широком интервале рабочих параметров. К вопросам реакторной теплофизики относится изучение теплофизических свойств материалов, их изменения под влиянием реакторного облучения, условий эксплуатации.

При анализе процессов теплообмена для обеспечения безопасности реактора в любых условиях рассматривают как режимы нормальной эксплуатации, так и аварийные ситуации, вызванные, например, гипотетическими случаями разрывов трубопроводов большого диаметра, сопровождающихся потерей теплоносителя. Такая авария привела бы к нарушению нормального теплоотвода из активной зоны, перегреву твэлов и выходу радиоактивности из-под оболочек твэлов за пределы реактора в помещения энергетической установки. Чтобы этого не происходило, предусмотрены системы аварийного охлаждения реактора (САОР), которые автоматически включаются в работу по аварийным сигналам и предназначаются для отвода остаточных тепловыделений после остановки реактора. В аварийной ситуации обеспечивается подача теплоносителя в реактор из резервного источника и поддержание температурного режима конструкции на допустимом уровне. Несмотря на быстрое действие срабатывания САОР, проходит некоторое время, измеряемое несколькими секундами, в течение которого расход теплоносителя через активную зону резко снижается.

Затем устанавливается новый расход, определяемый характеристиками выбранной САОР. Во время этого переходного процесса условия теплообмена резко изменяются, в связи с чем необходимо тщательное их изучение в подобных режимах.

Более вероятны, чем гипотетические аварии в виде разрывов трубопроводов большого диаметра, отказы в работе реактора по причине каких-либо нарушений нормального технологического режима работы как внутри, так и вне энергетической установки (превышение мощности, давления или температуры теплоносителя, отключение от энергосистемы, землетрясение и другие явления). В этих случаях происходит остановка реактора или частичное снижение его мощности со скоростью, зависящей от вида нарушения нормальной работы, и также изменяются условия теплообмена, которые следует проанализировать для всех возможных ситуаций.

Круг задач реакторной теплофизики чрезвычайно широк и непрерывно пополняется в связи с экспериментальными и расчетными исследованиями, направленными на обоснование конструкций реакторов новых типов, совершенствованием параметров разрабатываемых реакторов. Поэтому представленный в настоящей главе материал не может претендовать на полноту. Он характеризует особенности теплофизики реакторов для основных геометрических форм твэлов, ее влияние на конструирование реактора.

10.2. ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛООБМЕНА В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

Высокая энергонапряженность активной зоны и других частей реактора приводит к разветвленной системе охлаждения. Корпусные или каналные реакторы пронизаны многочисленными трактами достаточно малого размера, включенными параллельно или последовательно в поток циркулирующего теплоносителя.

Теплофизические основы конструирования системы охлаждения ядерных реакторов необходимо рассматривать с учетом специфических особенностей тепловыделения и теплообмена в реакторе. В первую очередь, это заданные распределения энерговыделения, следующие из физического расчета реактора. Распределение энерговыделения в общем случае неоднородно в пространстве и меняется по времени.

Другая особенность теплофизики реактора — сложная форма поперечного сечения каналов охлаждения. При конструировании активной зоны реактора используются тепловыделяющие, поглощающие и компенсирующие элементы различной геометрической формы. Наиболее распространены стержневые (цилиндрические), кольцевые (трубчатые) и пластинчатые элементы. Компоновка элементов приводит к возникновению трактов охлаждения с разнообразной формой поперечного сечения. Так, цилиндрические твэлы komponуются в правильные треугольные или квадратные

решетки с различным относительным шагом. Кольцевые или изогнутые пластинчатые элементы образуют кольцевые тракты охлаждения, а пластинчатые — прямоугольной формы. На границе правильных решеток цилиндрических элементов с обечайкой сборки возникают тракты охлаждения нерегулярной формы. Геометрия трактов охлаждения может изменяться из-за деформации или вибрации конструктивных элементов, что приводит к перерас-

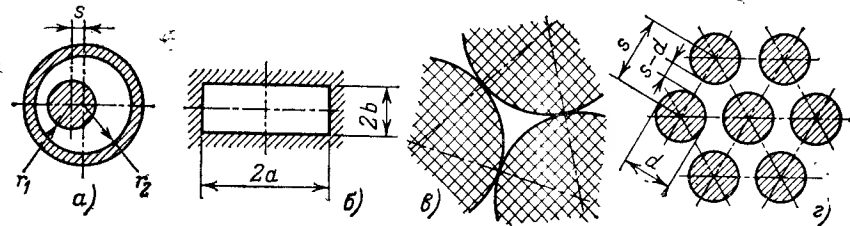


Рис. 10.1. Форма каналов охлаждения:

a — кольцевая; *b* — прямоугольная; *в* — треугольная, образованная плотной упаковкой цилиндрических стержней; *г* — треугольная, образованная правильной треугольной решеткой стержней

пределению расхода теплоносителя и нарушению условий охлаждения. Для предотвращения формоизменения конструкции применяется дистанционирование элементов (ребрами, навитой проволокой, дистанционирующими решетками).

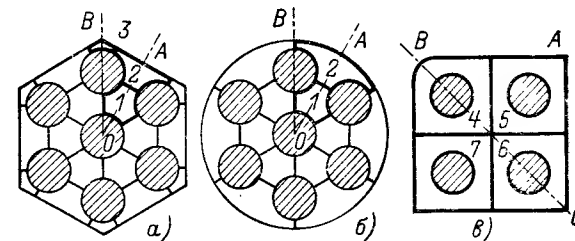
Типичные формы трактов охлаждения приведены на рис. 10.1. Кольцевой, прямоугольный и треугольный тракты (рис. 10.1, *a*, *b*, *в* соответственно) имеют замкнутую форму поперечного сечения и постоянный по длине расход теплоносителя. Для раздвинутых пучков стержней тракты охлаждения сообщаются через зазоры шириной $s-d$, что приводит к обмену количеством движения, тепло- и массообмену между ними. При дистанционировании завитыми ребрами или проволокой форма поперечного сечения тракта меняется вдоль течения, навивка индуцирует тангенциальную составляющую скорости теплоносителя, интенсифицирует процессы обмена между соседними трактами охлаждения.

Параллельные сообщающиеся тракты охлаждения в сборке твэлов называются *ячейками*. Выбор формы ячейки охлаждения неоднозначен. Обычно за границы ячеек принимается смоченный периметр, отрезки осевых линий, а также кратчайшие расстояния от элемента до обечайки, линии симметрии, линии максимальных скорости в поперечном сечении. Примеры образования ячеек приведены на рис. 10.2. Ячейки типа 1, 2, 3, 5 и 7 при равномерном распределении по сечению расхода теплоносителя и однородном распределении тепловыделения оказываются в идентичных условиях. В этом случае возможно в силу геометрической симметрии и идентичности условий охлаждения рассматривать ячейки, находящиеся внутри секторов *AOB* (см. рис. 10.2). Однако воспользоваться указанной возможностью в большинстве случаев не

удается. Это обусловлено неоднородностью распределения энерговыделения, особенно существенной для крупных сборок, содержащих большое число твэлов, а также несоответствием расхода теплоносителя в ячейке с тепловыделением в нее. Поэтому при расчете охлаждения сборки рассматривается вся совокупность ее ячеек. Потоки в ячейках образуют систему параллельно соединенных сообщающихся или гидравлически изолированных струек.

Рис. 10.2. Примеры формы ячеек в сборках стержней с обечайками:

a — шестигранной; *б* — цилиндрической; *в* — квадратной



Сложная форма поперечного сечения канала или ячеек приводит к неидентичным условиям омывания отдельных частей их поверхности, что вызывает изменение локальных коэффициентов трения и теплоотдачи вдоль периметра. Неидентичность геометрии ячеек (например, ячеек 1 и 2 на рис. 10.2) может привести к неодинаковому подогреву теплоносителя в них, если массовый расход теплоносителя и количество тепла, выделяющегося в ячейку, не пропорциональны в различных ячейках. Подогрев теплоносителя в ячейках можно сделать одинаковым, если изменить форму поперечного сечения ячейки, увеличить интенсивность массо- и теплообмена между ячейками, в частности применяя витую дистанционирующую проволоку или турбулизирующие решетки.

Поскольку распределение энерговыделения неоднородно в объеме реактора и меняется во времени, теплофизическое обоснование конструкции требует в общем случае рассмотрения трехмерной нестационарной задачи. В такой постановке расчет распределения температур представляется чрезмерно усложненным, но он может быть упрощен с учетом физических особенностей теплообмена.

Во-первых, задачу расчета теплообмена можно рассматривать для большинства конструкций как плоскую из-за малости теплового потока теплопроводностью вдоль оси каналов охлаждения по сравнению с тепловым потоком в перпендикулярном направлении. Отношение указанных потоков в твэлах порядка величины

$$\frac{T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}}}{T_0 - T_c} \frac{d}{H},$$

где $T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}}$ — подогрев теплоносителя в реакторе; $T_0 - T_c$ — разность температуры на оси и на поверхности элемента; d, H — размер элемента в направлении поперек и вдоль потока теплоносителя. Как будет показано в гл. 12, отношение d/H имеет порядок 10^{-2} , а отношение температурных разностей порядка единицы.

Тепловой поток теплопроводностью мал и в объеме теплоносителя вдоль направления его течения, поскольку числа Пекле потока обычно велики.

Во-вторых, следует учесть, что в области стабилизированного теплообмена коэффициенты теплоотдачи имеют наиболее низкое значение, а температурные разности между поверхностью элемента и теплоносителем достигают наибольших значений. Поэтому рассмотрение условий стабилизированного теплообмена гарантирует работоспособность конструкции с некоторым запасом и одновременно позволяет существенно упростить математическую формулировку сопряженной задачи теплообмена.

Система уравнений стабилизированного вынужденного конвективного теплообмена в канале сложной формы с прямолинейной осью, параллельной оси z , и неизменной формой поперечного сечения включает уравнения движения и энергии потока теплоносителя, уравнение теплопроводности в материале конструкции:

$$\frac{\partial}{\partial x} \left[\rho (v + v_t) \frac{\partial \omega}{\partial x} \right] + \frac{\partial}{\partial y} \left[\rho (v + v_t) \frac{\partial \omega}{\partial y} \right] = \frac{\partial p}{\partial z}; \quad (10.1)$$

$$\frac{\partial}{\partial x} \left[(\lambda_{ж} + \lambda_{ж,t}) \frac{\partial T}{\partial x} \right] + \frac{\partial}{\partial y} \left[(\lambda_{ж} + \lambda_{ж,t}) \frac{\partial T}{\partial y} \right] = \omega c_p \rho \frac{dT}{dz}; \quad (10.2)$$

$$\frac{\partial}{\partial x} \left(\lambda_{т,к} \frac{\partial T}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\lambda_{т,к} \frac{\partial T}{\partial y} \right) = -q_v, \quad (10.3)$$

где ρ , v , $\lambda_{ж}$, c_p — плотность, коэффициенты вязкости, теплопроводности и теплосмкости жидкости соответственно; v_t , $\lambda_{ж,t}$ — коэффициенты турбулентной вязкости и турбулентной теплопроводности; ω , T , p — средние в точках (x, y, z) продольная составляющая скорости, температура и статическое давление; $\lambda_{т,к}$ — коэффициент теплопроводности топливной композиции; q_v — плотность объемного тепловыделения.

Запись полной производной вдоль оси z от температуры в уравнении (10.2) подразумевает постоянство плотности тепловыделения вдоль канала. Коэффициенты турбулентной вязкости v_t и турбулентной теплопроводности $\lambda_{ж,t}$ для решения системы уравнений должны быть выражены через среднюю скорость течения и геометрические размеры канала. Граничные условия для уравнения (10.1) состоят в равенстве нулю скорости на поверхности конструкции и производных средней скорости по направлениям, нормальным линиям симметрии канала, и на линиях симметрии. Граничные условия для уравнений (10.2) и (10.3) включают равенство температур и тепловых потоков на границе раздела теплоноситель — конструкция и отсутствие теплового потока на линиях симметрии в направлении нормали к ним.

Математическая модель теплообмена в виде системы уравнений (10.1) — (10.3) наиболее распространена при анализе теплофизических аспектов конструирования каналов охлаждения ядерного реактора. Роль дистанционирующих элементов или других возмущающих факторов, приводящих к отличию теплообмена от стабилизированного, учитывается в ней с помощью так называемых коэффициентов перегрева, получаемых из результатов экспериментов.

Дальнейшее упрощение задачи связано со сложностью расчета конвективного теплообмена при турбулентном режиме течения и состоит в переходе к одномерному описанию потока теплоносителя. Взаимодействие потока с элементами конструкции описывается через безразмерные коэффициенты теплоотдачи и коэффициенты трения, определяемые из эксперимента. Различают среднее по периметру теплообмена в данном сечении число Нуссельта

$$Nu = \bar{\alpha} d_r \lambda_{ж}^{-1}, \quad (10.4)$$

где $\bar{\alpha} = \bar{q}_F (\bar{T}_c - \bar{T})^{-1}$; d_r — гидравлический диаметр тракта охлаждения; $\bar{q}_F$, $\bar{T}_c$ — средние по периметру в данном сечении плотность теплового потока и температура поверхности; $\bar{T}$ — среднемассовая температура теплоносителя и местное (в точке периметра) число Нуссельта

$$Nu_m = \alpha d_r \lambda_{ж}^{-1}, \quad (10.5)$$

где $\alpha = q_F (T_c - \bar{T})^{-1}$; q_F , T_c — местные плотность теплового потока и температура поверхности. Если в определении среднего числа Нуссельта фигурируют средние по периметру плотность теплового потока $\bar{q}_F$ и температура стенки $\bar{T}_c$, то в определении местного числа Нуссельта используются местные плотность теплового потока q_F и температура стенки T_c . За определяющую температуру теплоносителя принимают его среднемассовую температуру $\bar{T}$. При сложной форме поперечного сечения канала и неоднородном распределении q_F по периметру возможно, что в некоторой области периметра $T_c \leq \bar{T}$. Это приводит к бесконечно большим и отрицательным значениям местного коэффициента теплоотдачи и числа Нуссельта. Поэтому для каналов сложной формы удобно характеризовать условия теплообмена средним числом Нуссельта, позволяющим определить среднюю температуру поверхности, а также неравномерностью распределения локальной температуры поверхности по периметру. Для расчета распределения расхода теплоносителя по отдельным трактам охлаждения (ячейкам) обычно достаточно знать средние по тракту (ячейке) коэффициенты трения.

В любой из перечисленных математических моделей теплообмена расчет распределения температуры в материалах реактора требует рассмотрения сопряженной задачи, т. е. совместного решения уравнения теплопроводности (10.3) и уравнений конвективного теплообмена. Поэтому вид распределения температуры в конструкции зависит не только от геометрической формы элементов, коэффициента теплопроводности материала, плотности тепловыделения, но и от условия теплоотвода с поверхности. Если, например, стержневые твэлы образуют решетку с малым относительным шагом ($h = s/d < 1,5$) и омываются теплоносителем вдоль осей, то коэффициент теплоотдачи по периметру твэла оказывается непостоянным. Он минимален в зонах наибольшего сближения поверхностей твэлов и максимален в промежутках между ними. Из-за непостоянства коэффициента теплоотдачи периодически меняется температура поверхности оболочки: она максимальна в зонах стеснения потока теплоносителя и минимальна в промежутках между ними. Однако амплитуда изменения температуры зависит от геометрических размеров компонентов твэла (толщины оболочки, диаметра отверстия в топливной таблетке и др.) и их коэффициентов теплопроводности. С увеличением коэффициентов теплопроводности материалов твэла уменьшаются тангенциальные градиенты температуры, необходимые для перераспределения теплового потока по поверхности в соответствии с условиями теплообмена с потоком теплоносителя, и распределение температуры на поверхности приближается к однородному. Напротив, при уменьшении коэффициентов теплопроводности материалов твэла тепло стекает в теплоноситель по траекториям, близким к радиальным, и неравномерность распределения температуры на поверхности твэла все более увеличивается.

Для характеристики влияния свойств материалов на распределение температуры на поверхности можно воспользоваться отношением количеств тепла, протекающего вдоль поверхности в элементе конструкции и в теплоносителе при одинаковой разности температур. Эти количества в соответствии с законом Фурье равны

$$(\lambda_k/d_k) d_k^2 \Delta T \text{ и } (\lambda_{ж}/d_r) d_r^2 \Delta T,$$

где λ_k — коэффициент теплопроводности материала конструкции; $d_k = 4F_k/\Pi$ — эквивалентный диаметр конструкции; F_k — площадь поперечного сечения элемента конструкции; Π — периметр теплообмена, а их отношение

$$\varepsilon = \lambda_k d_k / \lambda_{ж} d_r \quad (10.6)$$

называется параметром теплопроводности. Если $\varepsilon \rightarrow \infty$ ($\lambda_k \gg \lambda_{ж}$), то температура поверхности постоянна, если $\varepsilon \rightarrow 0$ ($\lambda_k \ll \lambda_{ж}$), то неравномерность температуры на поверхности максимальна. В последнем случае по периметру теплоотдающей поверхности оказывается постоянной плотность теплового потока.

Для элементов конструкции, выполненных из разнородных материалов, параметр теплопроводности определяют в процессе решения задачи теплопроводности.

Граничные условия постоянной температуры поверхности или постоянной плотности теплового потока с поверхности в любом сечении канала, соответствующие предельным значениям параметра теплопроводности, часто используют при решении задач конвективного теплообмена в каналах сложной формы. При этом плотность теплового потока по длине канала считается, как правило, постоянной, а влияние ее изменения на распределение температуры по поверхности учитывается, например, методом суперпозиции [см. (10.48)].

При увеличении температуры теплоносителя и конструктивных материалов, характерном для современного этапа развития энергетических ядерных реакторов, все большее значение приобретают процессы лучистого теплообмена. В газоохлаждаемых реакторах, теплоноситель которых представляет собой диатермическую среду, лучистый теплообмен приводит к обмену энергией между отдельными частями поверхности каналов и выравниванию их температуры. Влияние лучистого теплообмена на конвективный сказывается здесь через изменение граничных условий теплообмена с поверхностью.

Для оптически непрозрачных сред учет радиационного теплообмена требует совместного решения уравнений переноса лучистой энергии, движения и конвективного теплообмена. В важном в прикладном отношении случае оптически толстой среды, длина пробега излучения в которой существенно меньше ее характерного размера, лучистый тепловой поток может быть выражен в градиентной форме с использованием эффективной характеристики радиационного теплообмена — коэффициента лучистой теплопроводности $\lambda_{луч}$:

$$q_{луч} = -\lambda_{луч} \text{ grad } T.$$

Тепловой поток в уравнении энергии в этом случае рассчитывается как сумма тепловых потоков, обусловленных молекулярной, турбулентной и лучистой теплопроводностью. Указанный подход реализуется, например, при теплофизическом обосновании перспективного газофазного ядерного реактора с использованием

ядерного горючего в виде плазмы температурой в несколько тысяч кельвинов, где лучистый теплообмен в оптически толстой среде является основным механизмом обмена энергией между ядерным горючим и теплоносителем.

При соизмеримости влияния конвекции и излучения на перенос тепловой энергии возникают наиболее сложные задачи теплообмена, их решение в технических системах может быть выполнено только численно и требует индивидуальной формулировки. Для оценочных инженерных расчетов можно использовать принцип независимости лучистого и конвективного потоков, который справедлив, если один из них существенно больше другого. Например, лучистый тепловой поток мал по сравнению с конвективным и не влияет на гидродинамику течения. Тогда коэффициент теплоотдачи конвекцией подсчитывается по обычной методике, рассчитывается лучистый тепловой поток и определяется условный коэффициент теплоотдачи излучением $\alpha_{луч} = q_{луч} (T_c - \bar{T})^{-1}$. Для расчета теплообмена потока газа с поверхностью используется сумма коэффициентов теплоотдачи конвекцией и излучением.

10.3. КОНВЕКТИВНЫЙ ТЕПЛООБМЕН

10.3.1. Факторы, определяющие интенсивность теплоотдачи конвекцией

Разнообразие геометрических форм и особенностей гидродинамики каналов сложной формы, физических свойств теплоносителей, граничных условий определяют необходимость использования большого числа эмпирических или полученных аналитически зависимостей для расчета конвективного теплообмена в реакторе. Приведем основные параметры, влияющие на интенсивность теплоотдачи конвекцией в ядерном реакторе.

Форма поперечного сечения канала определяет распределение скоростей, а следовательно, интенсивность теплообмена и коэффициент сопротивления трения.

Относительная длина канала, измеряемая обычно числом гидравлических диаметров, характеризует отличие распределения скорости в нестабилизированном потоке от стабилизированного. Для коротких каналов распределение скоростей зависит от условий на входе в канал, коэффициенты теплоотдачи и трения больше, чем для участка стабилизированного течения. Дистанционирующие решетки, служащие для фиксации положения твэлов, приводят в большинстве конструкций к нестабилизированному течению и теплообмену на большей части длины сборки.

Режим течения в канале может быть ламинарным, переходным или турбулентным. Особенность перехода от ламинарного течения к турбулентному в каналах сложной формы — уменьшение гра-

ницы устойчивости ламинарного режима до $Re \approx 10^3$ (рассчитанного по гидравлическому диаметру канала) и отсутствие резкой границы между переходной и турбулентной областями. Эта особенность связана с возникновением гидродинамической неустойчивости, приводящей к турбулентному течению, первоначально лишь в части поперечного сечения канала. Например, в канале с сечением в виде равнобедренного треугольника с большим отношением длин боковой стороны и основания первоначально турбулизуется поток у основания треугольника при сохранении ламинарного течения в области угла при вершине. Развитое турбулентное течение наступает при $Re = 2 \cdot 10^4 - 5 \cdot 10^4$.

Дистанционирующие решетки, ребра приводят к турбулизации потока при более низких значениях Re течения в каналах. Последнее связано с тем, что потеря устойчивости и переход к турбулентному течению в потоке, омывающем дистанционирующую решетку, наблюдаются при $Re \approx 10^2$ (вычисленном по миделевому сечению решетки). Дополнительные особенности режима течения создают элементы шероховатости на поверхности каналов или закрутка потока дистанционирующими решетками, применяемыми для интенсификации теплообмена.

При ламинарном режиме течения коэффициенты переноса тепла и количества движения равны молекулярным. В силу их постоянства коэффициент теплоотдачи не зависит от Re . При турбулентном режиме течения коэффициенты турбулентного переноса пропорциональны Re и коэффициент теплоотдачи растет с его увеличением.

Турбулентный режим течения характеризуется случайными пульсациями скорости, давления и температуры потока. Приближенно относительная интенсивность пульсаций скорости и температуры составляет 5—10 % средней скорости потока в канале и разности температуры стенки и среднemasсовой температуры потока:

$$\sqrt{\overline{w'^2}}/\bar{w} \approx 0,05 \div 0,1; \quad \sqrt{\overline{T'^2}}/(\bar{T}_c - T) \approx 0,05 \div 0,1,$$

где $\sqrt{\overline{w'^2}}$, $\sqrt{\overline{T'^2}}$ — интенсивность пульсаций скорости и температуры потока. Пульсации давления потока p' по порядку величины равны $\rho \bar{w}^2$. Геометрический масштаб турбулентных вихрей, ответственных за возникновение скоростных и температурных пульсаций, пропорционален размеру потока и составляет около 0,1 гидравлического диаметра канала, диаметра дроссельной шайбы и т. п. Частота турбулентных пульсаций может быть оценена как отношение средней скорости потока к геометрическому масштабу вихрей. Так, при средней скорости потока 100 м/с и гидравлическом диаметре канала 10 мм характерная частота составляет 10^5 Гц.

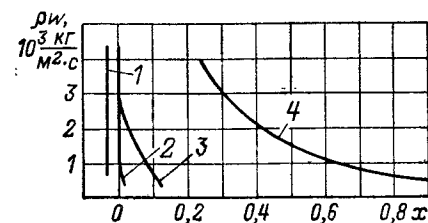
Высокая частота и умеренная интенсивность пульсаций приводят к малому динамическому воздействию развитого турбулент-

ного потока на элементы конструкции. Однако на режимах перехода от ламинарного течения к турбулентному амплитуда пульсаций увеличивается, что может приводить к вибрациям твэлов, существенным нестационарным термическим напряжениям поверхностного слоя их оболочек. В то же время пульсации скорости (расхода) и температуры теплоносителя в каналах охлаждения могут значительно превышать пульсации, типичные для турбулентного или переходного режимов течения, при неблагоприятной гидравлической характеристике контура, приводящей к неустойчивому распределению расхода между параллельно включенными каналами. Такие пульсации недопустимы, поэтому при проектировании контура охлаждения необходимо принять меры, обеспечивающие устойчивое поступление потока теплоносителя в каждый тракт.

Физические свойства теплоносителей, характеризующиеся главным образом значением числа Прандтля (Pr), влияют на интенсивность конвективного теплообмена через изменение относительного вклада молекулярной и турбулентной теплопроводности. Так, для жидких металлов, у которых Pr малы ($\sim 10^{-2}$), молекулярная теплопроводность существенна даже при Re , соответствующих турбулентному режиму течения. Для стабилизированного турбулентного теплообмена жидкого металла с числом Прандтля $Pr = 0,005$ при $Re = 5 \cdot 10^4$ средний коэффициент турбулентной теплопроводности составляет около 0,3 коэффициента молекулярной теплопроводности. Для газов, у которых Pr порядка единицы, это отношение более 50. В силу отмеченного закономерности теплообмена для металлов, газов, воды, органических теплоносителей оказываются различными.

Рис. 10.3. Границы существования различных режимов течения пароводяной смеси в трубе диаметром 12,6 мм при давлении 7,0 МПа:

1 — пузырьковый режим; 2 — снарядный; 3 — кольцевой; 4 — дисперсный



Применение кипящих теплоносителей (в настоящее время таковым является только вода) вызывает необходимость учета режима движения двухфазного потока. Двухфазное движение теплоносителя (обычно турбулентное) характеризуется большим разнообразием структур распределения жидкой и паровой фаз в поперечном сечении. В зависимости от паросодержания потока в каналах с вертикально расположенной осью различают *пузырьковый, снарядный, кольцевой, дисперсный режимы* движения. Границы реализации режимов (рис. 10.3) зависят от давления, массовой скорости теплоносителя ρw , диаметра и формы канала, массового

паросодержания x . Пузырьковый режим течения характеризуется равномерным распределением пузырьков пара малого по сравнению с диаметром канала размера в жидкой фазе. Слияние пузырьков пара приводит к появлению в ядре потока замкнутой паровой полости, ограниченной вдоль оси канала протяженности, что характерно уже для снарядного режима течения. Объединение паровых полостей в непрерывный осевой паровой поток, окруженный пленкой жидкости, движущейся по поверхности канала, приводит к кольцевому режиму. Унос паровой фазой капель с поверхности пленки и высыхание пленки на стенках канала определяет возникновение дисперсного режима движения.

Двухфазный поток в области малых и высоких, близких к единице, паросодержаний отклоняется от термически равновесного состояния, при котором энтальпии пара и жидкости равны их значениям на линии насыщения. Это обусловлено особенностями передачи тепла от поверхности канала к фазам. При двухфазном движении коэффициент теплоотдачи конвекцией определяется как конвективным теплообменом в жидкости, так и переносом тепла пузырьками пара. Поэтому рекомендации по расчету теплоотдачи зависят от режима кипения: кипение недогретой или насыщенной жидкости, пузырьковое или пленочное кипение.

Для кипящих теплоносителей плотности теплового потока должна быть ограничена по условию кризиса теплоотдачи, заключающегося в изменении механизма (закономерностей) теплоотдачи и приводящего к существенному повышению температуры поверхности. Максимально возможная плотность теплового потока при поверхностном пузырьковом кипении называется *первой критической плотностью* теплового потока. При ней имеет место переход от пузырькового кипения к пленочному как следствие недостижения жидкостью поверхности нагрева при высокой плотности теплового потока. На поверхности нагрева вместо системы пузырьков образуется при этом сплошная пленка пара, периодические прорывающегося в объем жидкости, и условия теплоотдачи ухудшаются. К такому же эффекту приводит высыхание пленки жидкости на обогреваемой поверхности при высоком паросодержании двухфазного потока. Соответствующее значение плотности теплового потока называется *критической плотностью*.

Критическая плотность теплового потока зависит от *локальных параметров* двухфазного теплоносителя: толщины пленки, скорости движения пара, режима течения. Локальные параметры потока определяются предысторией течения и условиями теплообмена, в частности распределением теплового потока по длине канала вплоть до рассматриваемого сечения. Специфические особенности возникновения кризиса теплоотдачи, присущие течениям в сообщающихся каналах, например в сборках стержневых твэлов, также связаны с локальными параметрами теплоносителя. Так, из двух идентичныхборок сборка с необогреваемым чехлом имеет меньшее значение критической плотности теплового потока, чем сборка с обогреваемым чехлом. Причина на первый взгляд кажу-

щегося странным результата такова: на необогреваемой поверхности чехла сборки формируется пленка жидкости большей толщины; как следствие расход жидкости в пленках, движущихся по стержням, уменьшается, и их высыхание происходит при меньшей плотности теплового потока (так называемый «эффект холодной стенки»).

В связи со сложностью определения локальных параметров двухфазного потока не существует универсальных зависимостей для расчета критической плотности теплового потока. Имеющиеся эмпирические и полуэмпирические рекомендации применимы в ограниченном диапазоне определяющих параметров.

При расчете конвективного теплообмена необходимо учитывать граничные условия для плотности теплового потока: неравномерность распределения теплового потока по периметру стержней, расположенных в решетке (параметр теплопроводности), неодинаковость теплового потока на противоположных поверхностях кольцевого или щелевого канала, изменение плотности теплового потока в направлении движения теплоносителя.

10.3.2. Коэффициенты теплоотдачи и неравномерность распределения температуры на поверхности каналов при ламинарном течении однофазного теплоносителя

Приведем результаты решения системы уравнений (10.1), (10.2) для *стабилизированного ламинарного течения* ($v_T = \lambda_{ж.т} = 0$) в каналах различной формы, полученного в предположении независимости теплофизических свойств среды от температуры потока, что позволяет решать гидродинамическую и тепловую задачи последовательно. В *осесимметричных каналах* рассматривалось два вида граничных условий: постоянной по длине и периметру канала температуры стенки и постоянной по длине и периметру канала плотности теплового потока. При граничных условиях второго вида температура стенки принималась постоянной в сечении. В табл. 10.1 приведены средние числа Nu для ламинарного течения в осесимметричных каналах и указаны относительные расстояния, начиная с которых выполнены условия стабилизированного течения и теплообмена. Для несимметричного теплоподвода в кольцевом канале приведено лишь Nu для внутренней стенки Nu_1 . Выражение для наружной стенки Nu_2 получается из приведенного для Nu_1 заменой $\bar{r}$ на $1/\bar{r}$ и q_{F2}/q_{F1} на q_{F1}/q_{F2} .

При аналогичных двух видах граничных условий получены решения для *каналов прямоугольной и треугольной формы*. Рассмотрены граничные условия постоянства температуры поверхности и постоянства плотности теплового потока вдоль канала и при втором граничном условии предполагалось, что температура поверхности в каждом сечении постоянна по периметру ($\epsilon \rightarrow \infty$). Результаты расчетов приведены в табл. 10.2.

Таблица 10.1. Числа Нуссельта при ламинарном течении в осесимметричных каналах

Форма канала	Постоянная температура поверхности	Граничные условия	
		Постоянная плотность теплового потока	
Круглая труба	$Nu = 3,657;$ $z/d_p \geq 0,055Pe$	$Nu = 4,36; z/(d_p Pe) > 0,07; \frac{1}{z} - \frac{1}{3};$ $Nu = 1,31 \left(1 + \frac{2z}{d_p Pe} \right) \left(\frac{z}{d_p Pe} \right)^{-1/3};$ $z/(d_p Pe) < 0,037$	
Плоский канал (характерный размер, расстояние между пластинами h)	Симметричный теплопровод: $Nu = 3,77; z/(hPe) > 0,055$ Односторонний теплопровод: $Nu = 2,43; z/(hPe) > 0,21$	Симметричный теплопровод: $Nu = 4,12; z/(hPe) > 0,079$ Несимметричный теплопровод: $Nu_i = 70/[26 - 9(q_{F3} - i/q_{Fi})]$, где $i = 1, 2$ — номер стенки канала	
Кольцевой канал $r = r_1/r_2, s = 0$	Теплопровод по внутреннему периметру: $Nu = 3,96 + 0,9\bar{r} - 0,95\bar{r}^2$ Теплопровод по внешнему периметру: $Nu = 4,03 \exp(0,185\bar{r})$ $\bar{r} \geq 0,15$	Несимметричный теплопровод: $\frac{1}{Nu_i} = \frac{1}{T_{c1} - \bar{T}} \lambda_{ж} = \frac{2}{A(1 - \bar{r}^2)(1 - \bar{r})} \left[\frac{4B_1(q_{F2}/q_{F1} + \bar{r})}{A(1 - \bar{r}^2)} - B_2 \times \frac{q_{F2}}{q_{F1}} \right]$, где $A = 1 + \bar{r}^2 + (1 - \bar{r}^2)/\ln \bar{r};$ $B_1 = -\frac{73}{384} + \frac{\bar{r}^2}{8} + \frac{3\bar{r}^4}{32} - \frac{11\bar{r}^6}{384} - \frac{1}{16} \ln \bar{r} + \frac{1}{\ln \bar{r}} \left(-\frac{31}{144} + \frac{29}{72} \bar{r}^2 - \frac{3}{32} \bar{r}^4 - \frac{23}{144} \bar{r}^6 + \frac{19}{288} \bar{r}^8 \right) + \frac{1}{(\ln \bar{r})^2} \left(-\frac{11}{128} + \frac{19}{64} \bar{r}^2 - \frac{3}{8} \bar{r}^4 + \frac{13}{64} \bar{r}^6 - \frac{5}{128} \bar{r}^8 \right);$ $B_2 = -\frac{7}{16} + \frac{1}{4} \bar{r}^2 + \frac{3}{16} \bar{r}^4 - \frac{1}{4} \ln \bar{r} - \frac{1}{\ln \bar{r}} \left(\frac{1}{4} - \frac{1}{2} \bar{r}^2 + \frac{1}{4} \bar{r}^4 \right)$	

Таблица 10.2. Числа Нуссельта при ламинарном стабилизированном течении и теплообмене в каналах

Форма канала	b/a	Граничное условие	
		Постоянная температура поверхности	Постоянная плотность теплового потока
Прямоугольный канал со сторонами длиной b и a	1,0	2,98	3,63
	2,0	3,39	4,11
	4,0	4,44	5,35
	8,0	5,95	6,60
	8	7,54	8,235
Равносторонний треугольник	—	2,35	3,0

Из табл. 10.1 и 10.2 видно, что коэффициенты теплоотдачи при постоянной температуре поверхности ниже, чем при постоянной плотности теплового потока, что объясняется непрерывным снижением теплового потока вдоль канала при этом граничном условии.

Результаты аналитического решения уравнений (10.1) и (10.2) для ламинарного режима течения в пучках цилиндрических твэлов, расположенных в треугольной решетке, при граничных условиях постоянной вдоль канала плотности теплового потока и $\epsilon \rightarrow \infty$ или $\epsilon = 0$ приведены в табл. 10.3. Nu_T и Nu_q соответствуют гранич-

Таблица 10.3. Значения чисел Нуссельта Nu_T , Nu_q и $\Delta Nu = Nu_T - Nu_q$ при ламинарном течении теплоносителя в пучке твэлов

h	Nu_T	Nu_q	ΔNu	h	Nu_T	Nu_q	ΔNu
1,00	1,26	0,15	1,11	1,12	5,19	3,75	1,44
1,02	1,80	0,40	1,40	1,16	6,40	5,40	1,00
1,04	2,43	0,83	1,60	1,20	7,44	6,90	0,54
1,06	3,13	1,38	1,75	1,24	8,27	7,92	0,35
1,08	3,88	2,07	1,81	1,28	8,94	8,70	0,24
1,10	4,57	2,90	1,67	1,30	9,20	9,05	0,15

ным условиям постоянства по периметру температуры ($\epsilon \rightarrow \infty$) или плотности теплового потока ($\epsilon = 0$). В таблице также указаны разности $\Delta Nu = Nu_T - Nu_q$. При малых относительных шагах твэлов средние числа Нуссельта для постоянной по периметру плотности теплового потока существенно меньше, чем для постоянной по периметру температуры стенки, что обусловлено увеличением средней температуры стенки при постоянной плотности теплового потока. Для $h > 1,2$ числа Нуссельта различаются менее, чем на 10 %. Числа Нуссельта непрерывно возрастают с увеличением h ввиду сильной зависимости гидравлического диаметра от относительного шага решетки (табл. 10.4). На рис. 10.4 приведена зависимость

Таблица 10.4. Зависимость d_r/R от h для пучка цилиндрических твэлов, расположенных по треугольной решетке ($d_r/R = 4 \frac{\sqrt{3}}{\pi} h^2 - 2$)

h	1,00	1,01	1,02	1,03	1,04	1,05	1,10	1,15
d_r/R	0,205	0,250	0,294	0,340	0,385	0,431	0,668	0,916
h	1,20	1,25	1,30	1,35	1,40	1,45	1,50	2,0
d_r/R	1,176	1,446	1,727	2,02	2,32	2,64	2,96	6,82

относительной температурной разности $(\bar{T}_c - \bar{T}) \lambda_{ж} / (\bar{q}_F R)$ от относительного шага h , которая рассчитана с использованием данных табл. 10.3 и 10.4 по соотношению

$$\frac{(\bar{T}_c - \bar{T}) \lambda_{ж}}{\bar{q}_F R} = \frac{\lambda_{ж}}{\alpha R} = \frac{d_r}{R Nu} \quad (10.7)$$

Из рис. 10.4 видно, что минимальные температурные разности $\bar{T}_c - \bar{T}$ (при постоянных $\bar{q}_F$, R , $\lambda_{ж}$) имеют место для $h=1,1$ или $1,2$

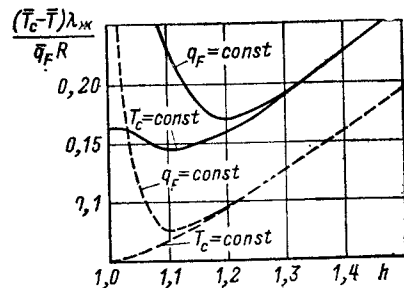


Рис. 10.4. Зависимость относительной температурной разности $(\bar{T}_c - \bar{T}) \lambda_{ж} / (\bar{q}_F R)$ от относительного шага h для ламинарного (сплошные линии) и турбулентного (пунктир) режимов течения

в зависимости от вида граничных условий. Они же показывают, что средний коэффициент теплоотдачи в пучке твэлов [см. (10.7)] с ростом h сначала возрастает, а затем уменьшается.

Решение задачи конвективного теплообмена при промежуточных значениях параметра теплопроводности твэла ϵ показало, что для расчета среднего Nu можно воспользоваться поправочной функцией (рис. 10.5)

$$f(\epsilon, h) = \frac{[Nu(\epsilon, h) - Nu_q(h)]}{[Nu_T(h) - Nu_q(h)]} \quad (10.8)$$

которая характеризует отличие среднего Nu в задаче с конкретным значением ϵ от взятых при том же относительном шаге значений Nu_T и Nu_q . Она практически не зависит от h и формы профиля скорости теплоносителя, т. е. режима его течения. Таким образом, среднее значение Nu при ламинарном течении в

треугольной решетке стержневых твэлов с параметром ϵ равно

$$Nu(\epsilon, h) = Nu_q(h) + f(\epsilon) \Delta Nu(h). \quad (10.9)$$

Полученные при решении задачи конвективного теплообмена относительные амплитуды колебаний температуры по периметру твэла $\bar{A} = a \lambda_{ж} / (\bar{q}_F R)$ приведены

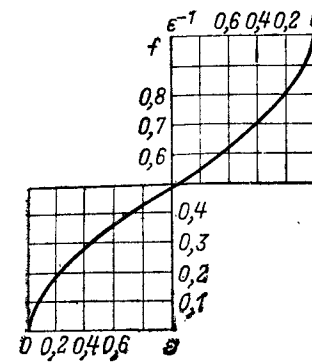


Рис. 10.5. Зависимость функции f (10.8) от параметра теплопроводности твэла ϵ

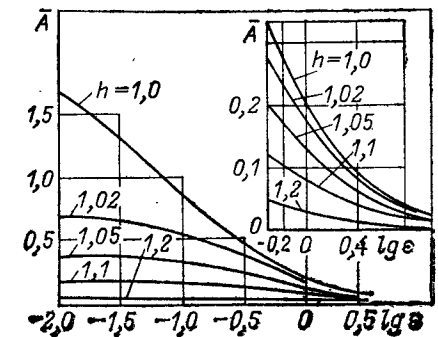


Рис. 10.6. Зависимость относительной амплитуды изменения температуры поверхности $\bar{A} = 0,5 (T_{c \max} - T_{c \min}) \lambda_{ж} / (\bar{q}_F R)$ от ϵ и h для ламинарного течения

на рис. 10.6. Зная величины $\lambda_{ж}$, $\bar{q}_F$, R , можно определить амплитуду колебаний температуры поверхности a и максимальную температуру поверхности твэла

$$T_{c \max} = \bar{T}_c + a. \quad (10.10)$$

Выражения для параметра теплопроводности ϵ цилиндрических твэлов различной конструкции приведены в п. 10.5.3.

10.3.3. Коэффициенты теплоотдачи и неравномерность распределения температуры на поверхности каналов при турбулентном течении однофазного теплоносителя

Результаты экспериментальных исследований являются в настоящее время основой для расчета теплоотдачи при турбулентном режиме течения. Концепция гидравлического диаметра оказывается недостаточно точной для трактов охлаждения кольцевой, прямоугольной формы или для ячеек, образованных пучками стержней. Поэтому определение коэффициентов теплоотдачи, локальных температур поверхности для каждой формы канала проводится по приведенным ниже расчетным формулам.

Кольцевой канал. При турбулентном теплообмене однофазного теплоносителя в кольцевом канале Nu зависит от Re , Rg , геометрического параметра $\bar{r} = r_1/r_2$, отношения плотностей теплового потока на внутренней q_{F1} и наружной q_{F2} стенках, а также расстояния z/d_r . Рассмотрим расчетные соотношения при граничном ус-

ловии постоянства вдоль потока (но различных на разных стенках) величин q_{Fi} . Условия вдоль периметра теплообмена предполагаются однородными.

При стабилизированном теплообмене в кольцевом канале и обогреве только одной из стенок канала (вторая стенка адиабатическая) коэффициенты теплоотдачи от обогреваемых стенок к газам равны ($Pr \approx 0,7$).

$$Nu_{11}/Nu_{Tp} = 0,86 (\bar{r})^{-0,16} \zeta, \quad 0,03 \leq \bar{r} \leq 1; \quad (10.11)$$

$$Nu_{22}/Nu_{Tp} = 1 - 0,14 (\bar{r})^{0,6}, \quad 0 \leq \bar{r} \leq 1, \quad (10.12)$$

где Nu_{11} , Nu_{22} — коэффициенты теплоотдачи от внутренней (радиусом r_1) и внешней (радиусом r_2) стенок при обогреве соответственно только внутренней и только внешней стенки; Nu_{Tp} — коэффициент теплоотдачи круглой трубы;

$$\zeta = 1 + 7,5 \left(\frac{\bar{r}^{-1} - 5}{Re} \right)^{0,6}, \quad \bar{r} < 0,2, \quad \zeta = 1, \quad r \geq 0,2, \quad (10.13)$$

Формулы (10.11) и (10.12) справедливы при $Re = 10^4 \div 3 \cdot 10^5$, $z/d_r = 40 \div 120$.

Коэффициенты теплоотдачи от обогреваемых стенок к жидкостям ($Pr = 0,7 \div 100$) равны

$$Nu_{11}/Nu_{Tp} = (1 - \varphi) \bar{r}^{-n} \zeta, \quad 0,03 \leq \bar{r} \leq 1; \quad (10.14)$$

$$Nu_{22}/Nu_{Tp} = 1 - \varphi \bar{r}^{0,6}, \quad 0 \leq \bar{r} \leq 1, \quad (10.15)$$

где $\varphi = 0,45/(2,4 + Pr)$; $n = 0,16 Pr^{-0,15}$; ζ определено выражением (10.13); $Re = 10^4 \div 10^6$. Число Nu для круглой трубы рекомендуется определять по формуле, в которой в качестве характерного размера используется d_r :

$$Nu_{Tp} = \frac{(\lambda_{Tp}/8) Re Pr}{1,07 + 900/Re - 0,63/(1 + 10Pr) + 12,7 \sqrt{\lambda_{Tp}/8} (Pr^{1/4} - 1)}, \quad (10.16)$$

где $\lambda_{Tp} = (1,82 \lg Re - 1,64)^{-2}$.

При стабилизированном теплообмене в кольцевом канале адиабатные температуры необогреваемых стенок равны для газов

$$\bar{T}_{a.c1} = \frac{(T_{a.c1} - \bar{T}) \lambda_{ж}}{q_{F2} d_r} = 32 [0,16 \bar{r}^2 - 1] Re^{-0,88}; \quad (10.17)$$

$$\bar{T}_{a.c2} = \frac{(T_{a.c2} - \bar{T}) \lambda_{ж}}{q_{F1} d_r} = \bar{T}_{a.c1} \bar{r}, \quad (10.18)$$

где $\bar{T}$ — среднемассовая температура теплоносителя при $q_{F1} = 0$ (10.17) и $q_{F2} = 0$ (10.18); $Re = 10^4 \div 3 \cdot 10^5$.

Адиабатные температуры необогреваемых стенок для жидкостей ($Pr = 0,7 \div 100$) равны

$$\bar{T}_{a.c1} = 22 [0,27 \bar{r}^{-2} - 1] Re^{-0,87} Pr^{-0,18}. \quad (10.19)$$

Адиабатная температура второй стенки рассчитывается по формуле (10.18).

При стабилизированном теплообмене в кольцевом канале и произвольном отношении тепловых потоков на стенках коэффициенты теплоотдачи для внутренней (Nu_1) и наружной (Nu_2) стенок равны

$$\frac{1}{Nu_1} = \frac{1}{Nu_{11}} + \frac{q_{F2}}{q_{F1}} \bar{T}_{a.c1}; \quad (10.20)$$

$$\frac{1}{Nu_2} = \frac{1}{Nu_{22}} + \frac{q_{F1}}{q_{F2}} \bar{T}_{a.c2}. \quad (10.21)$$

Способ вычисления Nu и адиабатных температур при несимметричном обогреве указан выше. Используя приведенные выражения, вычисляем $\bar{\alpha}_i$ и по формуле (10.4) рассчитываем среднюю по периметру температуру поверхности.

Теплоотдача при течении жидких металлов в кольцевых каналах слабо зависит от параметра $\bar{r}$, поскольку форма профиля скорости, зависящая от $\bar{r}$, оказывает малое влияние на теплообмен при низких Pr .

Для одностороннего обогрева как внутренней, так и наружной стенки справедлива формула

$$Nu_{11} = Nu_{22} = 5 + 0,02 Pe^{0,8}, \quad 0,5 < \bar{r} < 1,0, \quad (10.22)$$

где $Pe = 250 \div 7500$, а для симметричного обогрева с близкими тепловыми потоками

$$Nu_1 = Nu_2 = 10 + 0,025 Pe^{0,8}, \quad 0,5 < \bar{r} < 0,95, \quad (10.23)$$

где $Pe = 300 \div 4000$.

Плоский канал. Расчет турбулентного теплообмена в плоском канале можно проводить по формулам для кольцевого канала, если принять в них $\bar{r} = 1$.

Начальный участок. Для каналов охлаждения ядерных реакторов типична ситуация, когда начальный тепловой участок развивается в гидродинамически стабилизированном потоке. Это обусловлено тем, что активному участку твэла предшествуют элементы, образующие каналы той же геометрической формы и размеров.

Коэффициенты теплоотдачи на начальном тепловом участке кольцевого канала при гидродинамически стабилизированном течении и обогреве только одной из поверхностей равны

$$Nu_{11}^{нач}/Nu_{11} = 0,86 + 0,8 (d_r/z)^{0,4} \bar{r}^{0,2}, \quad 0,02 \leq \bar{r} \leq 1; \quad (10.24)$$

$$Nu_{22}^{нач}/Nu_{22} = 0,86 + 0,54 (d_r/z)^{0,4} [1 + 0,48 \bar{r}^{0,37}], \quad 0 \leq \bar{r} \leq 1, \quad (10.25)$$

где $z/d_r = 1 \div 15(1 + 1,2\bar{r})$ — относительная длина начального теплового участка. Величины Nu_{11} и Nu_{22} рассчитываются по формулам (10.11) — (10.15) для газов и жидкостей.

Адиабатные температуры стенок канала на участке тепловой стабилизации равны

$$\bar{T}_{a.c1}^{нач} = \frac{(T_{a.c1}^{нач} - \bar{T}) \lambda_{ж}}{(q_{F2} d_r)} = - \frac{4z/d_r}{Re(1 + \bar{r})}; \quad (10.26)$$

$$\bar{T}_{a.c2}^{нач} = \frac{(T_{a.c2}^{нач} - \bar{T}) \lambda_{ж}}{(q_{F1} d_r)} = \bar{T}_{a.c1}^{нач}. \quad (10.27)$$

Относительная длина участка тепловой стабилизации для адиабатных температур

$$l_{ст.т.}/d_r = 5,4 Re^{0,12} (1 + \bar{r}) (1 - 0,16 \bar{r}^2). \quad (10.28)$$

При обогреве обеих стенок коэффициенты теплоотдачи на начальном участке рассчитываются по (10.20) и (10.21), в которые подставляются значения Nu и адиабатных температур стенок, определенные по формулам (10.24) — (10.27).

Коэффициенты теплоотдачи на начальном тепловом участке круглой трубы при гидродинамически стабилизированном течении обобщаются уравнением

$$Nu_{тр}^{нач}/Nu_{тр} = 0,86 + 0,54 (d_r/z)^{0,4}, \quad (10.29)$$

справедливы при $z/d_r > 1$. Предельные Nu можно рассчитывать по формуле (10.16).

Коэффициенты теплоотдачи на начальном участке плоского канала рассчитываются по формулам для кольцевого канала при $\bar{r} = 1$.

Кольцевые каналы с эксцентриситетом и прямоугольные каналы характеризуются неоднородностью теплоотвода по периметру и неравномерной температурой поверхности при конечных значениях параметра теплопроводности ϵ . В кольцевых каналах с эксцентриситетом в области стеснения потока локальные температуры поверхности увеличиваются, поскольку подогрев теплоносителя здесь больше, чем в среднем по каналу, а локальные коэффициенты теплоотдачи — меньше. Средняя теплоотдача при наличии эксцентриситета уменьшается. В прямоугольных каналах максимальная температура поверхности наблюдается в угловых зонах, где отвод тепла наименее интенсивен. При увеличении теплопроводности материала стенок неоднородность температуры вдоль периметра снижается. Количественные характеристики теплообмена в кольцевых каналах с эксцентриситетом и в прямоугольных каналах можно найти в [21, 26, 27].

Особенность теплообмена при турбулентном течении в пучках твэлов в жидкометаллического теплоносителя — относительно малый вклад коэффициентов турбулентного переноса тепла в суммарный коэффициент теплопроводности. Поэтому при умеренных Re хорошим приближением оказывается замена коэффициента эффективной теплопроводности жидкого металла его коэффициентом молекулярной теплопроводности. Расчеты распределения температуры в турбулентном потоке жидкого металла показывают, что влияние профиля скорости на средний коэффициент теплоотдачи относительно невелико. Приемле-

мым приближением является также замена действительного распределения средней скорости в канале постоянным значением скорости во всем поперечном сечении. Учитывая изложенное, уравнение энергии (10.2) при турбулентном течении теплоносителя с малыми Pr можно записывать в виде

$$\frac{\partial}{\partial x} \left(\lambda_{ж} \frac{\partial T}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\lambda_{ж} \frac{\partial T}{\partial y} \right) = \bar{w} c_p \frac{\partial \bar{T}}{\partial z} = \text{const}. \quad (10.30)$$

Рассчитанные из уравнения (10.30) Nu^0 (средние по периметру) при граничных условиях постоянной температуры стенки твэла Nu_T^0 и постоянной плотности теплового потока Nu_q^0 приведены в табл. 10.5. Nu^0 не зависит от Re в силу

Таблица 10.5. Числа Нуссельта при течении теплоносителя в пучке цилиндрических твэлов, расположенных по треугольной решетке ($Pr \rightarrow 0$, $Re \rightarrow \infty$)

h	1,0	1,05	1,1	1,2	1,3	1,4	1,5
Nu_T^0	3,84	7,9	10,2	12,5	13,7	14,6	15,5
Nu_q^0	0,18	3,9	8,4	12,2	13,7	14,6	15,5
ΔNu^0	3,66	4,0	1,8	0,3	0	0	0

Примечание. Здесь Nu_T^0 , Nu_q^0 — числа Нуссельта при постоянной температуре и плотности теплового потока по периметру твэла; $\Delta Nu^0 = Nu_T^0 - Nu_q^0$.

принятого допущения о независимости профиля скорости от Re потока. Сравнение Nu^0 для турбулентного (см. табл. 10.5) и ламинарного (см. табл. 10.3) режимов течения теплоносителя показывает одинаковый характер их изменения. Nu для турбулентного режима при малых относительных шагах решетки ($h < 1,1$) в два-три раза выше, чем для ламинарного режима течения. При больших шагах это различие уменьшается (до 40 % при $h = 1,4$). Изменение относительной разности температур $(\bar{T}_c - \bar{T}) \lambda_{ж} / (\bar{q}_w R)$ показано на рис. 10.4 пунктирными линиями.

На рис. 10.7 приведена зависимость чисел Нуссельта, рассчитанных из решения уравнения (10.30), в котором w заменена действительным полем скорости для $Re = 3 \cdot 10^4$, от параметров ϵ и h . Сравнение данных рис. 10.7 и табл. 10.5 показывает, что числа Nu^0 при $\epsilon = 0$ и при $\epsilon \rightarrow \infty$ меньше Nu_q^0 и Nu_T^0 соответственно. Это естественно, поскольку данные табл. 10.5 относятся к $Re \rightarrow \infty$. Для $h > 1,2$ значения Nu^0 практически не зависят от ϵ и могут быть вычислены по формуле

$$Nu^0 = 8,3 + 8(h - 1). \quad (10.31)$$

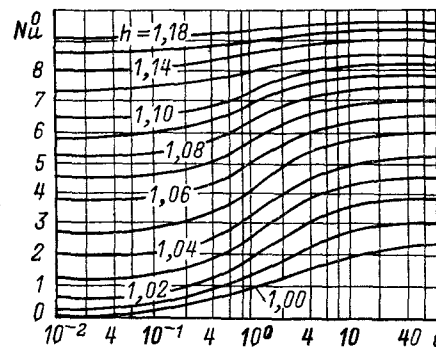


Рис. 10.7. Зависимость числа Nu^0 от ϵ и h для течения жидкого металла в треугольной решетке стержней при $Re = 3 \cdot 10^4$

При течении газов или воды в пучках стержней роль коэффициента турбулентной теплопроводности велика и сравнима с ролью коэффициента турбулентной вязкости. Поэтому изменение Re течения в канале, приводящее к изменению турбулентной вязкости потока, вызывает изменение распределения температур и коэффициентов теплоотдачи. Для теплоносителей с $Pr \approx 1$ на стабилизированном участке течения Nu является функцией h , ϵ , Re , Pr , причем каждый из этих параметров существен. Так, одно из критериальных обобщений результатов экспериментов имеет вид

$$Nu = (0,032h - 0,0144) Re^{0,8} Pr^{1/3}. \quad (10.32)$$

Зависимость (10.32) справедлива для $h=1,1 \div 1,5$ и Re , соответствующих турбулентной области, т. е. $Re > 1,3 \cdot 10^4$ для $h=1,1 \div 1,2$; $Re > 2 \cdot 10^4$ для $h=1,2 \div 1,4$; $Re > 3 \cdot 10^4$ для $h=1,4 \div 1,5$. За определяющую температуру в (10.32) принята полусумма средних температур поверхности канала и теплоносителя $0,5(\bar{T}_c + \bar{T})$. Сравнение коэффициента $(0,032h - 0,0144)$ в формуле (10.32) с соответствующим коэффициентом для круглой трубы (0,021) показывает, что в плотных пучках ($h < 1,2$) коэффициенты теплоотдачи меньше, чем рассчитанные по концепции эквивалентного гидравлического диаметра, а в разреженных пучках — выше.

Формула (10.32) не отражает влияние параметра теплопроводности твэла ϵ на Nu . Выполнить такое обобщение по результатам имеющихся экспериментальных исследований нельзя в силу их недостаточного количества и значительной погрешности. Поэтому особую важность приобретают численные решения сопряженной задачи (10.1) — (10.3), величины ν_t и $\lambda_{ж,t}$ в которой определены из имеющихся экспериментальных данных. Согласно обобщению результатов таких расчетов

$$Nu = Nu^0 + \beta Re^m Pr^n. \quad (10.33)$$

Число Nu^0 рассчитывается по формуле (10.31) при $h > 1,2$ или выбирается по графику рис. 10.7 при $h > 1,2$. Показатели степени при числах Re , Pr и коэффициент β равны

$$m = 0,87; \quad n = 0,4 + 0,5/(1 + 2Pr); \quad (10.34)$$

$$\beta = 0,0083 \{1 - \exp[-10,4(h-1) - 0,1\sqrt{P}]\} + 0,008(h-1); \quad (10.35)$$

$$P = \epsilon [1 + 4/(1 + 10Pr)].$$

Значения коэффициента β приведены на рис. 10.8. Формулы (10.33) — (10.35) справедливы при $Nu^0 > 0,2$, $\beta > 10^{-3}$, $h > 1,04$.

Для $Pr > 1$ формула (10.33) может быть представлена в виде

$$Nu = c Re^{0,8} Pr^{0,4}, \quad (10.36)$$

где $c = 0,02\{1 - \exp[-10,4(h-1) - 0,1\sqrt{\epsilon}] + 0,96(h-1)\}$. С использованием (10.33) или (10.36) рассчитывается средний коэффициент теплоотдачи α . По формуле (10.4) определяется средняя температура

поверхности. Неравномерность температуры поверхности по периметру зависит от Nu :

$$\bar{A} = \frac{a\lambda_{ж}}{qFR} = [1 + 10(h-1)] \frac{d_c}{R} \left(\frac{1}{Nu} - \frac{1}{Nu(\epsilon \rightarrow \infty)} \right), \quad (10.37)$$

где $Nu(\epsilon \rightarrow \infty)$ рассчитывается по (10.36). Формула (10.37) справедлива при $h > 1,04$ или $h < 1,04$, но $\epsilon > 1$. В остальных случаях необходимо учитывать параметр асимметрии температурной неравномерности

$$z_T = (T_{с макс} - \bar{T}_c)(\bar{T}_c - T_{с мин}), \quad (10.38)$$

который при $\epsilon = 0,6 \div 0,8$ и $Re = 10 \div 800$ равен

$$z_T = 0,677 + 0,068 Re^{0,38}. \quad (10.39)$$

Максимальная температура поверхности рассчитывается с учетом параметра z_T из выражения

$$T_{с макс} = \bar{T}_c + z_T \bar{A} q_F R / \lambda_{ж} 0,5(1 + z_T). \quad (10.40)$$

Рассмотренные формулы применимы для турбулентного режима течения теплоносителя. Данные по переходным режимам в случае $Pr > 1$ немногочисленны. Для жидких металлов переход от ламинарного режима течения к турбулентному происходит плавно, что позволяет использовать простые аппроксимации. При $h=1,0 \div 1,2$, $Re=1 \div 4000$, $\epsilon > 0,01$ для жидких металлов справедливо

$$Nu = Nu_{л} + \frac{3,67}{90h^2} \left[1 - \frac{1}{(h^{30} - 1)/6\sqrt{1,24\epsilon + 1,15}} \right] Re^m, \quad (10.41)$$

где $m = 0,56 + 0,19h - 0,1/h^{80}$; $Nu_{л}$ — число Нуссельта при ламинарном течении жидкого металла (10.9). Для неравномерности температуры в переходных режимах можно принять

$$\bar{A} = \bar{A}_{л} [1 + \gamma(\epsilon) Re^{\beta}]^{-1}, \quad (10.42)$$

где $\bar{A}_{л}$ — относительная амплитуда изменения температуры поверхности для ламинарного течения (см. рис. 10.6);

$$\gamma(\epsilon) = 0,008(1 + 0,03\epsilon); \quad \beta = 0,65 + (51 \lg h)/h^{20}.$$

Влияние неизотермичности потока на процесс теплообмена можно учитывать, вводя в приведенные формулы теплофизические параметры при средней температуре $0,5(\bar{T} + \bar{T}_c)$. В большинстве случаев этого оказывается достаточным, поскольку разность $\bar{T}_c - \bar{T}$ заметно меньше $\bar{T}$ при параметрах теплоносителя, используемых в ядерных реакторах. Вносимые при этом погрешности заметно

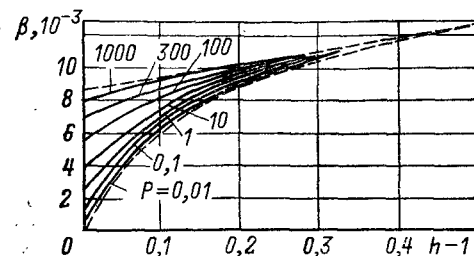


Рис. 10.8. Зависимость коэффициента β , определяемого формулой (10.35), от относительного шага h и параметра P

меньше погрешностей критериальных формул для расчета конвективного теплообмена, составляющих, как правило, 10—15 %.

Приведенные ранее зависимости для коэффициентов теплоотдачи получены при условии постоянства плотности теплового потока вдоль тракта охлаждения. Рассмотрим влияние неоднородности плотности теплового потока вдоль канала на распределение температур в теплоносителе и конструкции. Предположим, что течение в тракте охлаждения гидродинамически стабилизированное, а влиянием теплообмена на изменение теплофизических свойств потока можно пренебречь. В этом случае распределение скоростей теплоносителя известно и не зависит от координаты z . Задача расчета распределения температуры в потоке описывается уравнением (10.2).

Введем безразмерную температуру $\Theta = (T - T_{вх}) \lambda_{ж} / (\bar{q}_F d_r)$, где $T_{вх}$ — температура теплоносителя на входе в тракт охлаждения; $\bar{q}_F$ — средняя по длине тракта плотность тепловыделения. Обозначим отношение $(\lambda_{ж} + \lambda_{ж.т}) / \rho c_p$ через $a_{эф}$ — эффективный коэффициент температуропроводности. Тогда уравнение (10.2) можно записать в виде

$$\frac{\partial}{\partial x} \left(a_{эф} \frac{\partial \Theta}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(a_{эф} \frac{\partial \Theta}{\partial y} \right) = w \frac{\partial \Theta}{\partial z}. \quad (10.43)$$

Обозначим $\Delta \bar{q}_{Fi}$ — изменение плотности теплового потока аппроксимирующей функции $\bar{q}_F(z)$ при значении координаты $z = z_i$ (рис. 10.9) и введем функцию

$$\Delta \bar{q}_{Fi} = \begin{cases} 0, & \text{если } z < z_i; \\ \mathcal{L}_i, & \text{если } z \geq z_i, \end{cases} \quad (10.44)$$

где $\mathcal{L}_i = \bar{q}_F(z_i + 0) - \bar{q}_F(z_i - 0)$. Плотность теплового потока может быть представлена в виде

$$\bar{q}_F(z) = \lim_{\Delta \bar{q}_{Fi} \rightarrow 0} \sum_i \Delta \bar{q}_{Fi}(z_i). \quad (10.45)$$

На рис. 10.9 показаны графики функций $\Delta \bar{q}_{F0}$, $\Delta \bar{q}_{F5}$.

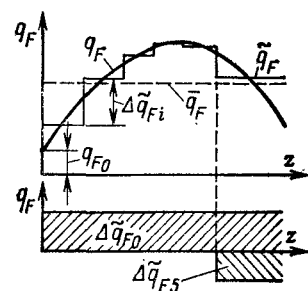


Рис. 10.9. Изменение плотности теплового потока вдоль тракта охлаждения $q_F(z)$ и аппроксимирующая функция $\tilde{q}_F(z)$

В силу линейности уравнения (10.43) распределение температур в тракте охлаждения при граничном условии (10.45) получим суммированием по z_i решений (10.46):

Рассмотрим задачу теплообмена, определяемую уравнением (10.43) и граничным условием, задаваемым функцией (10.44). Это — задача расчета теплообмена на начальном участке канала (начало канала совпадает с координатой $z = z_i$) с постоянной плотностью тепловыделения. Обозначим $\Theta_i(x, y, z - z_i)$ — решение рассматриваемой задачи. Тогда изменение температуры теплоносителя, соответствующее скачкообразному изменению плотности теплового потока на величину $\Delta \bar{q}_{Fi}$ при $z = z_i$, равно

$$T_i(x, y, z - z_i) = T_{вх} + \Theta_i(x, y, z - z_i) \times \Delta \bar{q}_{Fi} d_r / \lambda_{ж}. \quad (10.46)$$

Вид функции Θ_i одинаков для всех z_i . Величины T_i и Θ_i в точках (x, y) , лежащих на поверхности канала, можно найти, используя коэффициенты теплоотдачи на начальном тепловом участке.

$$T = T_{вх} + \sum_{i=1}^n \Theta_i \Delta \bar{q}_{Fi} d_r / \lambda_{ж}, \quad (10.47)$$

где n — число отрезков разбиения канала. Выполняя предельный переход, имеем

$$T = T_{вх} + \Theta(x, y, z) \frac{q_{F0} d_r}{\lambda_{ж}} + \int_{z_i=0}^z \Theta(x, y, z - z_i) \frac{d_r}{\lambda_{ж}} \frac{\partial q_F}{\partial z_i} dz_i, \quad (10.48)$$

где q_{F0} — значение функции q_F при $z = 0$. Выражение (10.48) называется *интегралом Дюамеля*.

Для иллюстрации влияния изменения плотности теплового потока на температуру поверхности рассмотрим частную зависимость $q_F(z)$, представленную на рис. 10.10 линией $A_0 A_1 B C D E$. Изменение коэффициента теплоотдачи на участке $z_1 z_2$ показано на том же рисунке линией $\alpha(z)$. Очевидно, что среднemasовая температура теплоносителя соответствует линии $a_0 a_1 k n$. Если проводить расчет температуры поверхности по стабилизированному значению коэффициента теплоотдачи, то превышение температуры поверхности над температурой теплоносителя будет постоянным и равным $\Delta T_{ст} = q_F(z) / \alpha_{ст}$, а график температуры поверхности будет иметь вид ломаной $a_0 a_1 a_2 m k n$. Учет действительного поведения коэффициента теплоотдачи $\alpha(z)$ приводит к изменяющемуся по длине канала перегреву поверхности $\Delta T(z)$, возрастающему от 0 при $z = z_1$ до стабилизированного значения. На участке $z_1 z_2$ изменение температуры поверхности описывается линией $a_1 m$. Изменение плотности теплового потока при $z = z_2$ приводит к изменению температуры поверхности по линии $m r$.

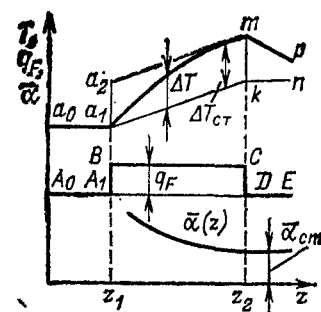


Рис. 10.10. Изменение температуры поверхности при ступенчатом изменении плотности теплового потока

Поскольку сложное изменение плотности теплового потока на поверхности можно представить суммой ступенчатых функций, температура поверхности в общем случае складывается из суммы зависимостей вида $a_1 m$ (см. рис. 10.10). Поэтому учет изменения плотности теплового потока приводит при $\partial q_F / \partial z > 0$ к уменьшению, а при $\partial q_F / \partial z < 0$ — к увеличению температуры поверхности по сравнению с расчетом по стабилизированным значениям коэффициента теплоотдачи.

10.3.4. Коэффициенты теплоотдачи при кипении воды

Для участков канала, удаленных от входа ($z/d_r > 20$), при среднемассовой температуре воды, равной температуре насыщения (T_s), коэффициент теплоотдачи

$$\alpha_s(z) = \frac{9}{3,3 - 0,0113 (T_s - 373)} q_F^{0,7}(z). \quad (10.49)$$

Формула (10.49) справедлива при давлении 2,9—19,6 МПа, удельном массовом расходе 100—400 кг/(м²·с), плотности теплового потока до 2,3 МВт/м².

Для учета влияния скорости движения теплоносителя на теплоотдачу при развитом объемном кипении можно воспользоваться формулой

$$\alpha_{sk} = \sqrt{\alpha^2 + \alpha_s^2 [1 + 7 \cdot 10^{-9} (w \rho' / q_F)^{1/4}]}, \quad (10.50)$$

где α — коэффициент теплоотдачи, рассчитываемый в предположении однофазного течения теплоносителя; α_s — коэффициент теплоотдачи, вычисляемый по формуле (10.49); $w = w_0 [X + (\rho'' / \rho') (1 - X)]$ — средняя расходная скорость теплоносителя в канале; $w_0 = G / (\rho' S)$ — скорость циркуляции; G — массовый расход теплоносителя; ρ'' , ρ' — плотности пара и жидкости; S — площадь поперечного сечения канала; $X = G_{п} / (G_{в} + G_{п})$ — массовое расходное паросодержание; $G_{п}$, $G_{в}$ — массовые расходы воды и пара соответственно; r — скрытая теплота парообразования.

Для участков канала, удаленных от входа ($z/d_F > 20$) при развитом поверхностном кипении, т. е. при условии

$$T_{п.к} < \bar{T} < T_s,$$

коэффициент теплоотдачи равен

$$\alpha_{п.к} = \alpha_{q_F} / [q_F + \alpha_s (T_s - \bar{T})], \quad (10.51)$$

где $T_{п.к}$ — температура, при которой начинается развитое поверхностное кипение:

$$T_{п.к} = T_s - q_F (1/\alpha - 1/\alpha_s), \quad (10.52)$$

α_s — коэффициент теплоотдачи при кипении, определяемый по формуле (10.49) или (10.50).

Расчет по приведенным выражениям требует знания массового расходного паросодержания X . Для равновесного двухфазного потока, когда энтальпия воды $i_{в}$ и пара $i_{п}$ равна их значениям на линии насыщения $i_{в} = i'$; $i_{п} = i''$, величина X может быть определена из условия баланса тепла через среднюю энтальпию теплоносителя i :

$$X = (i - i') / (i'' - i') = (i - i') / r. \quad (10.53)$$

Для неравновесного потока необходимо воспользоваться одной из эмпирических зависимостей. Например, для обогреваемых труб диаметром $d = 5 \div 20$ мм, при давлении воды 3—15 МПа, массовой скорости $\rho w = 500 \div 4000$ кг/(м²·с)

$$X = \frac{i - i' + (i + i' - 2i_{в}^*) \exp \left(-2 \frac{i - i_{в}^*}{i' - i_{в}^*} \right)}{r + (i + i' - 2i_{в}^*) \exp \left(-2 \frac{i - i_{в}^*}{i' - i_{в}^*} \right)}, \quad (10.54)$$

где $i_{в}^*$ — энтальпия потока в точке начала интенсивного роста истинного объемного паросодержания, определяемая из выражения

$$(i' - i_{в}^*) \rho w / q_F = 7,5 (q_F d / r \rho'' v')^{0,08} (w_0 d / v')^{0,2};$$

v' — кинематическая вязкость воды на линии насыщения. В неравновесных потоках

$$i_{в} = (i - i_{п} X) / (1 - X), \quad (10.55)$$

причем с достаточной точностью можно считать $i_{п} = i''$.

10.3.5. Критические плотность теплового потока и мощность каналов, охлаждаемых водой и пароводяной смесью

Критическая плотность теплового потока в круглых трубах. Вначале определяют вспомогательные параметры: x_0 — относительную энтальпию и $q_{кр0}$ — критическую плотность теплового потока

$$x_0 = 1,5 \rho'' / (\rho' + \rho'') - 0,1; \quad (10.56)$$

$$q_{кр0} = 0,18 [(v'' / v')^{0,5} - 1] r (\rho'')^{0,5} [\sigma (\rho' - \rho'') a_g]^{0,25}, \quad (10.57)$$

где σ — коэффициент поверхностного натяжения воды; a_g — ускорение силы тяжести.

Если относительная энтальпия потока $x < x_0$ и давление $p > 9,8$ МПа, то вычисляются значения $q_{кр2}(x_0)$ и $q_{кр3}(x_0)$:

$$q_{кр2} = q_{кр0} \exp \{ - [0,2 (d / \rho' \sigma)^{1/4} (\rho w)^{1/4} (x - x_0)] \}; \quad (10.58)$$

$$q_{кр3} = 0,22 r \frac{\mu''}{\mu'} [\mu'' \rho'' \rho' / d (\rho' - \rho'')]^{1/3} (\rho w)^{2/3} \frac{\tau (1 - x)^{2/3}}{[x (\rho' - \rho'') + \rho'']^{1/3}}. \quad (10.59)$$

Если $x < x_0$, $p > 9,8$ МПа и $q_{кр2}(x_0) > q_{кр3}(x_0)$, то критическая плотность теплового потока равна

$$q_{кр1} = q_{кр0} + 8,4 \cdot 10^{-3} r (\rho'')^{0,5} [a_g \sigma (\rho' - \rho'')]^{0,25} \times (\mu' / \mu'')^{1,25} [(\rho w / \rho') (\rho' - \rho'' / a_g \sigma)^{0,25}]^{1/3} (x_0 - x). \quad (10.60)$$

При условиях $x < x_0$, $p > 9,8$ МПа и $q_{кр2}(x_0) < q_{кр3}(x_0)$ критическая плотность теплового потока $q_{кр}$ равна

$$q_{кр1}^* = q_{кр3}(x_0) + 0,01 r \left(\frac{\rho'}{\rho''} \right)^{0,5} [\sigma a_g (\rho' - \rho'')]^{0,25} \times \{ \rho w [(\rho' - \rho'') / (\sigma a_g)]^{0,25} \}^{0,5} (x_0 - x). \quad (10.61)$$

Если относительная энтальпия $x > x_0$, то вычисляется $q_{кр2}$ по (10.58). Критическая плотность теплового потока равна $q_{кр2}(x)$ при $x \leq 0$. В противном случае ($x > 0$) необходимо вычислить $q_{кр2}^*(x)$ по формуле

$$q_{кр2}^* = \frac{r(\rho' - \rho'')}{45} \left(\frac{\sigma a_g}{\rho''} \right)^{0.25} \ln \left[\frac{0.9 (\rho'' \sigma)^{0.5} (v''/v')^{1/3} (1-x)^{1/3}}{(\mu')^{1/3} (\rho \omega)^{1/3} d^{1/3} x} \right] \quad (10.62)$$

и $q_{кр3}(x)$ по формуле (10.59), сравнить значения $q_{кр2}(x)$ и $q_{кр2}^*(x)$, выбрать из них меньшее

$$q_{мин} = \min [q_{кр2}(x), q_{кр2}^*(x)]. \quad (10.63)$$

Критическая плотность теплового потока при условии $x > 0$ и $x \gg x_0$ равна

$$q_{кр} = \max [q_{мин}, q_{кр3}(x)]. \quad (10.64)$$

Наконец, если $x < x_0$ и $p < 9,8$ МПа,

$$q_{кр} = q_{кр1}(x),$$

которое вычисляется по формуле (10.60).

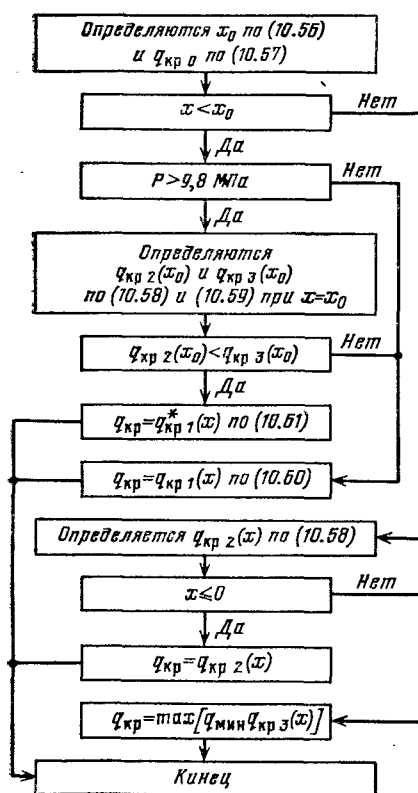


Рис. 10.11. Алгоритм расчета критической плотности теплового потока для круглых труб

z — координата рассматриваемого сечения с относительной энтальпией x ; z' — переменная интегрирования; $l = 40d$ — длина релакса-

ции; d — диаметр трубы. Формула (10.65) справедлива для $z \gg 120d$.
Для равномерного по длине трубы энерговыделения при давлении $p = 3 \div 10$ МПа, массовой скорости $\rho \omega = 400 \div 5000$ кг/(м²·с), относительной энтальпии $x = -0,1 \div 0,3$ можно использовать простую формулу:

$$q_{кр} = 3,07 (0,2 + \rho \omega / 1000)^{0,3} [1 - 1,35 (\rho \omega / 1000)^{0,17} x] \times (1,28 - 0,04P) \text{ МВт/м}^2. \quad (10.67)$$

Критическая плотность теплового потока в пучках неравномерно обогреваемых по длине стержней. Для диапазона давлений $p = 4 \div 18$ МПа, массовой скорости $\rho \omega = 500 \div 5000$ кг/(м²·с) при тепловом диаметре каналов $d_T = 4 \div 30$ мм и длине каналов $L = 0,4 \div 7$ м справедлива формула

$$q_{кр} = Q \rho' [a_g d_T (a_g a')^{1/3} (v'/a')]^{1/3} (\rho \omega d_T / \mu')^{1/3}, \quad (10.68)$$

где

$$Q = [0,131 (1 - 0,286 \hat{X})^{1/3}] \left\{ 42 \left[1 + \frac{1}{3,54} \int_0^z \frac{q_F(z')}{q_F(z)} dz' \right] \right\}; \quad (10.69)$$

$$\hat{X} = x \left[\frac{(\rho \omega)^2 d_T}{\rho' \sigma} \right]^{1/3}; \quad (10.70)$$

$d_T = 4S/\Pi_0$; S и Π_0 — проходное сечение и обогреваемый периметр сборки; a' — коэффициент температуропроводности воды на линии насыщения; z, z' — координата исследуемого сечения и переменная интегрирования.

Параметр $\hat{X}$ может изменяться в пределах от $-0,5$ до 3 , что ограничивает возможные значения относительной энтальпии потока. Погрешность формулы (10.68) составляет около 20% .

В [13] изложена методика расчета критической мощности канала $Q_{кр}$ с учетом неравномерности энерговыделения по радиусу пучка стержней:

$$Q_{кр} = \frac{1}{4} \varepsilon r \Pi_0 \hat{d}_T (\rho \omega) \left[\frac{A + \frac{1}{6} \text{ch}(\sqrt{3} - 4p/\rho_{кр})}{\sqrt{3} - p/\rho_{кр}} - x_{вх} \right], \quad (10.71)$$

где

$$\varepsilon = \frac{\sqrt{L/L^*}}{k_r} (\sqrt{3} - p/\rho_{кр}); \quad (10.72)$$

$$A = \begin{cases} 1/\beta & \text{при } \beta \geq 1; \\ 2 - \beta & \text{при } \beta < 1; \end{cases} \quad \beta = \rho \omega \hat{d}_T / 2,828; \quad (10.73)$$

L — длина канала; $\rho_{кр}$ — критическое давление воды (22,12 МПа); $L^* = 5$ м; k_r — отношение мощности твэла с максимальным энерго-

где

$$\Psi(z, z') = \Gamma^{-1} \exp[(z' - z)/l]; \quad (10.66)$$

выделением к средней мощности твэлов в пучке; P_0 — обогреваемый периметр канала; ρw — массовая скорость теплоносителя; $\hat{d}_T$ — минимальный тепловой диаметр ячейки.

Минимальный тепловой диаметр определяется с учетом неравномерности теплового потока по обогреваемому периметру ячейки. Для каждой ячейки j

$$d_{Tj} = 4S_j/P_{0j},$$

где S_j — проходное сечение ячейки; P_{0j} — обогреваемый периметр:

$$P_{0j} = \frac{1}{k_r} \sum_{l=1}^n k_l P_{0lj}. \quad (10.74)$$

Здесь P_{0j} — часть периметра l -го стержня, относящаяся к j -й ячейке;

$$k_l = nQ_l / \sum_{i=1}^n Q_i, \quad k_r = \max_l \{k_l\},$$

где Q_l — мощность l -го твэла; n — число твэлов в канале.

Тогда минимальный тепловой диаметр находится как

$$\hat{d}_T = \min_j (d_{Tj}). \quad (10.75)$$

Критическая мощность канала при неравномерном тепловыделении по длине вычисляется следующим образом. Для различных сечений по длине канала ищется комплекс

$$B(\bar{z}) = \bar{z} (\bar{k}_z/k_z)^3 [k_z \bar{z}^{-1/4} + \varepsilon (k_z - \bar{k}_z)], \quad (10.76)$$

где $k_z = \bar{q}(\bar{z})/\bar{q}$; $\bar{q}$ — средняя по длине канала плотность теплового

потока; $\bar{k}_z = \frac{1}{z} \int_0^z k_z d\bar{z}$; $\bar{z} = z/L$ — относительная координата; ε рас-

считывается по (10.72). Далее определяется максимальное значение комплекса $B_0 = \max B(\bar{z})$. Искомая критическая мощность равна

$$\bar{Q}_{кр} = Q_{кр}/B_0, \quad (10.77)$$

где $Q_{кр}$ — мощность, определенная по формуле (10.71). Координата $\bar{z} = \bar{z}_0$, где $B(\bar{z}_0) = B_0$ соответствует началу кризиса теплоотдачи.

Изложенная методика справедлива при $0,2 < p/p_{кр} < 0,9$; $0,2 < \beta < 10$; $-0,4 < x_{вх} < -0,1$; $0,04 < L/L^* < 1,0$ для изменения $k_z(\bar{z})$ по закону косинуса или с максимумом k_z , смещенным к входному сечению канала.

10.4. ГИДРАВЛИЧЕСКОЕ СОПРОТИВЛЕНИЕ

10.4.1. Коэффициенты трения и местного сопротивления однофазного потока

Отмеченные в п. 10.3.1 особенности течения в каналах охлаждения ядерного реактора влияют на коэффициенты сопротивления трения и распределение расхода теплоносителя в параллельных трактах. Приведем коэффициенты трения в трактах охлаждения кольцевой и прямоугольной форм и образованных пучками круглых стержней при стабилизированном течении однофазного теплоносителя.

Ламинарное течение. Кольцевой концентрический канал (см. рис. 10.1, а при $s=0$):

$$\lambda_0 = k \cdot 64/Re,$$

$$k = (1 - \bar{r})^2 \left/ \left[1 + \bar{r}^2 + \frac{1 - \bar{r}^2}{\ln \bar{r}} \right] \right.,$$

где

$$k = \begin{cases} 1 & \text{для круглой трубы, } \bar{r} = 0; \\ 1,5 & \text{для плоской щели, } \bar{r} = 1. \end{cases}$$

Кольцевой эксцентрический канал (см. рис. 10.1, а)

$$\frac{\lambda}{\lambda_0} = \frac{\bar{r} + 0,25e^2(1 + \bar{r})}{\bar{r} + e^2(1 + \bar{r}(1 + 4\bar{r}))/2(1 + \bar{r})}, \quad \bar{r} > 0,25,$$

где $\bar{r} = r_1/r_2$; $e = s/(r_2 - r_1)$; $d_r = 2(r_2 - r_1)$.

Прямоугольный канал (см. рис. 10.1, б):

$$\lambda = k \cdot 64/Re; \quad d_T = 4ab/(a + b).$$

Значения параметра k последней формулы приведены в табл. 10.6.

Таблица 10.6. Зависимость коэффициента k от параметра b/a прямоугольного канала

b/a	0	0,004	0,01	0,04	0,1	0,3	0,5	0,60	0,70	0,80	0,90	1,0
k	1,5	1,492	1,480	1,423	1,323	1,094	0,972	0,936	0,913	0,898	0,891	0,887

Канал (ячейка) пучка цилиндрических стержней с треугольной решеткой (рис. 10.1, з) (без учета влияния краевых эффектов сборки):

$$\lambda = k \cdot 64/Re.$$

Значения параметра k при $h < 1,5$ приведены в табл. 10.7, а при $h > 1,5$ $k = (h^2 - 1)^3 / (h^4 \ln h^4 - 3h^4 + 4h^2 - 1)$.

где $h = s/d$, $d_r = d \left(\frac{2\sqrt{3}}{\pi} h^2 - 1 \right)$.

Турбулентное течение. Кольцевой концентрический канал:

$$\frac{\lambda}{\lambda_{тр}} = \left[\frac{1 - \bar{r}}{1 + (1 - \bar{r}^2)/\ln \bar{r}^2} \right]^{0,62} (1 + 0,04\bar{r}).$$

Таблица 10.7. Зависимость коэффициента k от относительного шага решетки h

h	1,0	1,02	1,05	1,1	1,2	1,3	1,4	1,5
k	0,40717	0,66345	0,96585	1,27380	1,55951	1,71488	1,83375	1,93975

Здесь $\lambda/\lambda_{тр}=1,08$ для $0,01 < \bar{r} < 0,8$; $\lambda_{тр}$ — коэффициент трения круглой трубы. Кольцевой эксцентрический канал (см. рис. 10.1, а):

$$\frac{\lambda_{\text{кэ}}}{\lambda} \approx \frac{1 + 0,25e^2(1 - \bar{r})\bar{r}^{-1}}{[1 + e^2E\bar{r}^{-1}(1 + \bar{r})^{-1}]^{1,78}},$$

где $E = 0,577 - 0,866(1 - \bar{r}) + 0,460(1 - \bar{r})^2$; λ — коэффициент гидравлического сопротивления трения концентрического канала; $\bar{r} > 0,1$; $e > 0,3$; $6 \cdot 10^3 < Re < 2,5 \cdot 10^5$.

Канал (ячейка) пучка цилиндрических стержней с треугольной решеткой (см. рис. 10.1, б) (без учета влияния краевых эффектов сборки):

$$\lambda/\lambda_{тр} = 0,57 + 0,18(h - 1) + 0,53[1 - \exp(-a)],$$

где $a = 0,58\{1 - \exp[-70(h - 1)]\} + 9,2(h - 1)$, $1 < h < 10$; $20 \cdot 10^3 \leq Re \leq 2 \cdot 10^5$.

Круглая труба гидравлически гладкая:

$$\lambda_{тр} = \begin{cases} 0,3164/Re^{0,25}, & Re \leq 10^5; \\ 0,032 + 0,221/Re^{0,237}, & 10^5 \leq Re \leq 4 \cdot 10^6. \end{cases}$$

Круглая труба с шероховатостью:

$$\frac{1}{\sqrt{\lambda_{тр}}} = \begin{cases} 2 \lg \frac{r}{k_s} + 1,74; & v_* k_s / \nu > 70; \\ 1,74 - 2 \lg \left(\frac{k_s}{r} + \frac{18,7}{Re \sqrt{\lambda_{тр}}} \right); & \frac{v_* k_s}{\nu} = 5 \div 70, \end{cases}$$

где k_s — высота элементов шероховатости; $v_* = \sqrt{\lambda_{тр}/8} \bar{w}$ — динамическая скорость при течении в трубе; $\bar{w}$ — среднерасходная скорость в трубе.

Числа Re потока, входящие в приведенные формулы, рассчитывают по выражению $Re = \omega d_r \rho \mu^{-1}$, где d_r — гидравлический диаметр канала; $\bar{w} = G/S$ — средняя скорость теплоносителя.

Если поперечное сечение активного участка имеет сложную форму, то сопротивление тракта охлаждения рассчитывается как сопротивление системы параллельных ячеек. Под ячейкой (рис. 10.12) по-

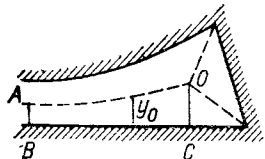


Рис. 10.12. Пример выделения ячейки OABC.

Линии со штриховкой — смоченный периметр; пунктир — линии максимальных скоростей; OC и AB — нормали в точках периметра, где изменяется знак производной dy_0/dl

нимается часть сечения, ограниченная смоченным периметром, линией максимальной скорости и нормалью, проведенными из точек периметра, в которых изменяется знак производной dy_0/dl , где y_0 — расстояние от смоченного периметра до линии максимальной скорости. Линия максимальной скорости опреде-

ляется в рассматриваемой методике как геометрическое место точек, равноудаленных от противоположных участков смоченного периметра.

Поясним получение расчетных соотношений методики. Градиент статического давления, одинаковый для всех ячеек, записывается с использованием понятия гидравлического диаметра:

$$\frac{dp}{dz} = \frac{\lambda_j}{d_j} \frac{\rho \bar{w}_j^2}{2}, \quad (10.78)$$

где λ_j , d_j , $\bar{w}_j$ — коэффициент гидравлического сопротивления, гидравлический диаметр и средняя скорость в j -й ячейке.

Градиент статического давления в круглой трубе, имеющей диаметр, равный гидравлическому диаметру ячейки, при средней скорости, совпадающей со средней скоростью в ячейке, можно рассчитать по формуле Блазиуса

$$\frac{dp}{dz} = \frac{\lambda_{тр}}{d_j} \frac{\rho \bar{w}_j^2}{2} = 0,1582 \rho v_*^{1/4} \bar{w}_j^{7/4} d_j^{-5/4}, \quad (10.79)$$

где $\lambda_{тр}$ — коэффициент гидравлического сопротивления трения в круглой трубе. Из двух последних выражений следует

$$\lambda_j/\lambda_{тр} = A_0 \bar{w}_j^{-7/4} d_j^{5/4}, \quad (10.80)$$

где A_0 — постоянная для всех ячеек и канала величина. В частности, для канала

$$\lambda/\lambda_{тр} = A_0 \bar{w}^{-7/4} d_r^{5/4}, \quad (10.81)$$

где $\bar{w}$ — среднерасходная скорость в канале; d_r — его гидравлический диаметр. Баланс расхода для канала как совокупности ячеек записывается в виде

$$\bar{w}S = \sum_{j=1}^k \bar{w}_j S_j, \quad (10.82)$$

где S , S_j — живое сечение канала и ячейки; k — число ячеек.

Из (10.80) — (10.82) после преобразований следует

$$\left(\frac{\lambda}{\lambda_{тр}} \right)^{-4/5} = \sum_{j=1}^k \left(\frac{d_j}{d_r} \right)^{5/4} \frac{S_j}{S} \left(\frac{\lambda_j}{\lambda_{тр}} \right)^{-4/5}. \quad (10.83)$$

Рекомендуется следующий способ определения отношения коэффициента трения в ячейке к коэффициенту трения трубы $\lambda_j/\lambda_{тр}$. Постулируется, что $\lambda_j/\lambda_{тр}$ зависит от распределения скоростей по сечению, которое является функцией величины y_0 , меры неравномерности, выражаемой как

$$y_{0j} = (y_{0j \text{ макс}} - y_{0j \text{ мин}}) / \bar{y}_{0j}, \quad (10.84)$$

а также от параметра формы ячейки Φ_j , характеризующего соотношение между линейными размерами ячейки вдоль и поперек периметра. В (10.84) индексами «макс», «мин» и чертой отмечены максимальное, минимальное и среднее по периметру ячейки значения y_0 . Размер ячейки поперек периметра принимается равным $\bar{y}_0$, а продольный — $S_j(\bar{y}_0)^{-1}$. Параметр формы ячейки имеет следующий вид:

$$\Phi_j = S_j / (\bar{y}_0)^2. \quad (10.85)$$

Кроме того, полагается, что отношение коэффициентов трения зависит от кривизны смоченного периметра

$$\beta_j = \pm \bar{y}_{0j}/R_j, \quad (10.86)$$

где R_j — радиус кривизны периметра; знак «+» соответствует выпуклому периметру, «-» — вогнутому.

Зависимость $\lambda_j/\lambda_{тр}$ от параметров (10.84) — (10.86) выражается в виде

$$\lambda_j/\lambda_{тр} = f_1[f(y_{0j}, \Phi_j)] f_2(\beta_j). \quad (10.87)$$

На основе обобщения экспериментальных данных и результатов расчетов для каналов «правильной» формы получены функции

$$f(y_{0j}, \Phi_j) = y_{0j} \Phi_j^{1/4}; \quad (10.88)$$

$$f_1[f(y_{0j}, \Phi_j)] = 0,58 + 0,42 \exp(-0,021 y_{0j}^3 \Phi_j^{3/4}); \quad (10.89)$$

$$f_2(\beta_j) = 1 + 0,1(1 + \beta_j)^{4/3}. \quad (10.90)$$

При использовании продольных ребер, дистанционирующих поверхности кольцевого тракта охлаждения, коэффициент трения можно рассчитать по методике, применимой для трактов сложной формы. В частности, если отношение ширины канала, образованного ребрами, к высоте ребра болсе 5—10, можно воспользоваться формулами для кольцевых каналов без учета оребрения, но гидравлический диаметр каналов рассчитывать с учетом оребрения.

Коэффициенты местного сопротивления дистанционирующих устройств (решеток), отнесенные к скорости в живом сечении пучка, не стесненном решеткой, равны

$$\xi_m = (6 - 7) \bar{f}^2, \quad (10.91)$$

где $\bar{f}$ — отношение миделевого сечения решетки (т. е. максимального сечения в направлении, перпендикулярном потоку теплоносителя) к площади живого сечения пучка. Формула (10.91) апробирована при $\bar{f} = 0,15 \div 0,5$; $h = 1,125 \div 1,417$; $Re = 10^4 \div 3 \cdot 10^5$; числе стержней в пучке от 7 до 61.

В кольцевых каналах со спиральными ребрами, имеющими относительный шаг навивки $h_1/d_1 = 3 \div 25$ (d_1 — диаметр внутренней поверхности кольцевого канала), в диапазоне чисел $Re = 5 \cdot 10^{13} \div 3 \cdot 10^5$ сопротивление можно рассчитать по формуле

$$\Delta p/\Delta p_0 = 1 + 20/(h_1/d_1)^2, \quad (10.92)$$

где Δp_0 — сопротивление кольцевого канала с той же геометрией поперечного сечения, но прямыми ребрами, и с тем же расходом теплоносителя. Способ вычисления Δp_0 описан выше. Анализ формулы (10.92) показывает, что заметный рост сопротивления имеет место лишь при $h_1/d_1 < 10$.

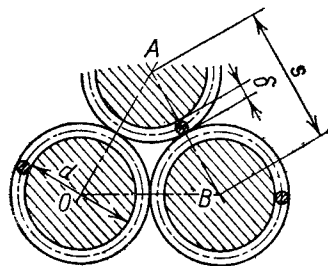


Рис. 10.13. Дистанционирование стержневых твэлов спирально навитой проволокой

Для ламинарного течения в пучках оребренных стержней с $h = 1,13 \div 1,15$ справедлива эмпирическая формула

$$\lambda_p/\lambda = 1 + 600(h_1/d)^{-2}(h - 1), \quad (10.93)$$

где d — диаметр стержня решетки; λ — коэффициент сопротивления решетки стержней с тем же относительным шагом h . При расчете величины λ в Re подставляется гидравлический диаметр тракта с учетом оребрения. Формула (10.93) справедлива при $Re = 10^4 \div 2 \cdot 10^5$; $h = 1,05 \div 1,25$; $h_1/d \geq 5$; числе ребер $n = 2 \div 4$.

$$\lambda_p/\lambda = 1 + h_1/8d. \quad (10.94)$$

Формула (10.94) справедлива при $h_1/d \geq 20$, если $Re \leq 800$, при $h_1/d = 10$, если $Re \leq 500$, при $h_1/d = 5$, если $Re \leq 200$.

10.4.2. Коэффициенты трения и местного сопротивления двухфазного потока

На участке поверхностного кипения воды

$$\lambda_{п.к} = \lambda_{тр} \left\{ 1 + 3,09 \left(\frac{v''}{v_{п.к}} \frac{S}{rG} \frac{q_F}{q_F} \right)^{0,7} [7 - (1 + 48 \Delta i_{п.к}^{кон}/\Delta i_{п.к}^{нач})^{0,5}] \frac{P_0}{P} \right\}, \quad (10.95)$$

где $\lambda_{тр}$ — коэффициент трения без учета поверхностного кипения; $v_{п.к} = 1/\rho_{п.к} = 0,5(v_{п.к}^{нач} + v_{п.к}^{кон})$ — средний удельный объем на участке поверхностного кипения; q_F — средняя плотность теплового потока на участке поверхностного кипения; $\Delta i_{п.к}^{кон} = i' - i_{п.к}^{кон}$ — недогрев теплоносителя до насыщения в сечении конца участка поверхностного кипения; $\Delta i_{п.к}^{нач} = i' - i_{п.к}^{нач}$ — недогрев теплоносителя до насыщения в сечении начала участка поверхностного кипения; P_0, P — обогреваемый и смоченный периметры.

На участке объемного кипения

$$\lambda_{о.к} = \lambda_{тр}' \psi, \quad (10.96)$$

где $\lambda_{тр}'$ — условный коэффициент трения на участке объемного кипения, рассчитываемый по формулам для однофазного теплоносителя, но с использованием критерия Рейнольдса в форме

$$Re_{кип} = \frac{Gd_T}{S} \left(\frac{X}{\mu''} + \frac{1-X}{\mu'} \right); \quad (10.97)$$

$$\psi = 1 + 69\varphi^7(1 - \varphi)(1 - p/p_{кр})^{4,3}; \quad (10.98)$$

$p, p_{кр}$ — фактическое и критическое давление воды; φ — объемное истинное паросодержание (12.43); μ', μ'' — вязкость воды и пара на линии насыщения. Для оценочных расчетов коэффициента трения для двухфазного течения можно определять по формулам для однофазного потока с использованием

$$Re = (\rho\omega) d_T \left[\frac{X^2}{\mu''\varphi} + \frac{(1-X)^2}{\mu'(1-\varphi)} \right]. \quad (10.99)$$

Коэффициент местного сопротивления для двухфазного потока может быть оценен по формуле

$$\xi_m = \xi_{м.о} [1 + X(\rho'/\rho'' - 1)], \quad (10.100)$$

где $\xi_{м.о}$ — коэффициент местного сопротивления при течении однофазного потока; ρ', ρ'' — плотность воды и пара на линии насыщения.

10.4.3. Профилирование распределения теплоносителя по сечению сборки изменением гидравлического сопротивления ячеек

Соответствие расхода теплоносителя через сборку ее тепловой мощности еще не гарантирует надежного охлаждения каждого твэла. Для последнего необходимо, чтобы расход теплоносителя в каждой ячейке соответствовал количеству поступающего в нее тепла.

Расход теплоносителя в параллельно включенных сообщающихся трактах охлаждения зависит от распределения скоростей набегающего потока, коэффициентов гидравлического сопротивления отдельных ячеек, складывающихся из коэффициентов трения и местного сопротивления.

Распределение скоростей набегающего потока, обусловленное, например, входной решеткой или дроссельной шайбой, определяет скорости в ячейках на начальном участке течения. Ниже по потоку за счет перетечек теплоносителя в ячейках устанавливаются расходы, соответствующие их коэффициентам гидравлического сопротивления и не зависящие от входных условий, если относительная длина ячеек достаточна велика. В конструкциях сборок, имеющих предвключенный активному участку с идентичной геометрией ячеек, гидравлическое сопротивление ячеек определяет расходы теплоносителя практически во всей активной части сборки.

Рассмотрим влияние различия в форме ячеек на распределение расхода теплоносителя между ними. Будем считать, что средние скорости теплоносителя в соседних ячейках различаются не сильно, так что трением между потоками параллельных трактов можно пренебречь. Тогда течение в каждой ячейке можно рассчитывать независимо от течения в соседних ячейках и, используя выражения (10.83)–(10.90), определить для всех ячеек сборки отношение $\lambda_j/\lambda_{тр}$, а следовательно, и закон сопротивления

$$\lambda_j = a/Re^n. \quad (10.101)$$

Для пучков гладких стержней можно использовать следующие приближенные соотношения: $a = \text{const}$ при $Re > 10^4$ и $h > 1,1$; при $Re > 100$ и $h = 1,05 \div 1,2$ $n \approx 0,2 + 0,8 \exp \{ - [2/3 \lg (Re/100)]^2 \}$.

При отсутствии перетечек между параллельными ячейками выполняется условие постоянства статического давления по сечению. С учетом (10.101)

$$\frac{dp}{dz} = \frac{\lambda_j}{d_r} \frac{\rho \bar{w}^2}{2} = \frac{a}{(\rho \bar{w} d_r / \mu)^n} \frac{1}{d_r} \frac{\rho \bar{w}^2}{2}. \quad (10.102)$$

Если пренебречь изменением теплофизических свойств теплоносителя в параллельно включенных ячейках, то

$$\frac{dp}{dz} \sim a \frac{\bar{w}^{2-n}}{d_r^{1+n}}, \quad (10.103)$$

откуда следуют отношения для средних скоростей и расходов теплоносителя в соседних ячейках

$$\frac{\bar{w}}{\bar{w}_0} = \left(\frac{a_0}{a} \right)^{1/(2-n)} \left(\frac{d_r}{d_{r0}} \right)^{(1+n)/(2-n)}; \quad (10.104)$$

$$\frac{\bar{w}S}{\bar{w}_0 S_0} = \left(\frac{a_0}{a} \right)^{1/(2-n)} \left(\frac{\Pi_0}{\Pi} \right)^{(1+n)/(2-n)} \left(\frac{S}{S_0} \right)^{3/(2-n)}. \quad (10.105)$$

Для больших чисел Рейнольдса $n \approx 0,2$, тогда из (10.104) $\bar{w}/\bar{w}_0 \sim (d_r/d_{r0})^{2/3}$, что находится в удовлетворительном соответствии с результатами экспериментов. На основе выражений (10.104) и (10.105) можно выбрать геометрические размеры ячеек, обеспечивающих требуемое распределение расхода по сечению канала.

Рассмотрим использование приведенных соотношений для расчета диаметра вытеснителя в периферийной ячейке кассеты (рис. 10.14). Вытеснитель выбирается из условия, чтобы подогревы теплоносителя в периферийной 1 и центральной 2 ячейках были равны. Поскольку обогреваемый периметр, приходящийся на каждую из сравниваемых ячеек, одинаков, условие равенства подогревов обеспечивается равными расходами теплоносителя в ячейках, если тепловыделе-

ние в твэлах постоянно. При равенстве расходов $\bar{w}S = \bar{w}_0 S_0$, считая $a = a_0$, получаем условие выбора диаметра вытеснителя

$$\Pi/\Pi_0 = (S/S_0)^{3/(1+n)}. \quad (10.106)$$

Рассчитаем смоченные периметры и площади периферийной и стандартной ячеек

$$\Pi = s + \pi(d/2 + d_B); \quad S = s^2/2 - \pi \left(\frac{d^2}{8} + \frac{d_B^2}{4} \right);$$

$$\Pi_0 = \pi d/2; \quad S_0 = \frac{s^2 \sqrt{3}}{4} - \frac{\pi d^2}{8}.$$

Подставляя последние величины в (10.106), получаем уравнение

$$\frac{2}{\pi} h + 1 + 2 \frac{d_B}{d} = \left[\frac{\frac{4}{\pi} h^2 - 1 - 2 \left(\frac{d_B}{d} \right)^2}{\frac{2 \sqrt{3}}{\pi} h^2 - 1} \right]^{3/(1+n)},$$

откуда для $n=0,2$ при $h=1,1$ находим $d_B/d=0,21$, при $h=1,2$ — $d_B/d=0,155$.

Дистанционирующие решетки могут привести к отклонению расхода в ячейках от определяемого выражением (10.105). Перераспределение расхода вызвано тем, что местные сопротивления частей решетки, приходящихся на отдельную ячейку, различаются. Пусть коэффициенты местных сопротивлений частей решеток, приходящихся на соседние ячейки, равны ξ_m и ξ_{m0} . Тогда сопротивление частей решеток

$$\Delta p = \xi_m \rho \bar{w}^2/2; \quad \Delta p_0 = \xi_{m0} \rho \bar{w}_0^2/2. \quad (10.107)$$

Для отсутствия перетечек, обусловленных решеткой, должно быть выполнено условие $\Delta p = \Delta p_0$ при скоростях $\bar{w}$ и $\bar{w}_0$, соответствующих (10.104). Отсюда

$$\frac{\xi_{m0}}{\xi_m} = \left(\frac{a_0}{a} \right)^{2/(2-n)} \left(\frac{d_r}{d_{r0}} \right)^{2(1+n)/(2-n)} \quad (10.108)$$

По формуле (10.91) $\xi_m = (6 \div 7) \bar{f}^2$, следовательно,

$$\bar{f}_0/\bar{f} = (a_0/a)^{1/(2-n)} (d_r/d_{r0})^{(1+n)/(2-n)}, \quad (10.109)$$

где $\bar{f}$, $\bar{f}_0$ — доли миделевого сечения решетки в живом сечении ячейки. Для больших Re турбулентного потока ($n=0,2$; $a=a_0$)

$$\bar{f}_0/\bar{f} = (d_r/d_{r0})^{2/3},$$

т. е. доля сечения решетки в живом сечении ячейки должна быть обратно пропорциональной гидравлическому диаметру ячеек в степени 2/3.

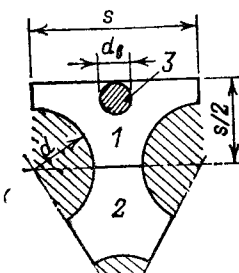


Рис. 10.14. Схема периферийной части кассеты:

1 — периферийная ячейка;
2 — центральная ячейка;
3 — вытеснитель

10.5. ТЕПЛОБМЕН ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬЮ

10.5.1. Особенности задач теплопроводности в ядерном реакторе

Анализ распределения температуры в элементах конструкции ядерного реактора требует решения главным образом двумерного уравнения теплопроводности с учетом объемного тепловыделения

как составной части сопряженной задачи теплообмена (см. § 10.2).

К особенностям задач теплопроводности в ядерном реакторе следует отнести:

сложную форму пространственной области интегрирования уравнения, возможное изменение формы и размеров области из-за изменения объемов материалов и их растрескивания;

изменение теплофизических свойств материалов в течение кампании реактора, существенную зависимость свойств от флюенса нейтронов и температуры;

неоднородность граничных условий, связанная с изменением температуры и плотности теплового потока на поверхности теплообмена;

наличие в пределах области интегрирования границ контакта материалов, приводящих к появлению контактного термического сопротивления.

Для анализа условий работы конструкции в переходных процессах необходимо рассматривать нестационарные задачи теплопроводности. Следует подчеркнуть, что нестационарные распределения температур в элементах конструкции наблюдаются и при работе реактора на постоянной мощности, когда они обусловлены изменением условий теплоотвода с поверхности. Пример таких нестационарных распределений — пульсационная составляющая температуры стенки, омываемой турбулентным потоком теплоносителя. Дисперсия этих пульсаций увеличивается с ростом Re и при $Re = 5 \cdot 10^4 - 2 \cdot 10^5$ составляет 0,025—0,035 разности температур стенки и теплоносителя. Амплитуда пульсаций резко возрастает при нарушении геометрической формы ячеек, например при контакте соседних твэлов. Значительные пульсации температуры имеют место в областях изменения условий теплоотвода при охлаждении двухфазным теплоносителем.

Изучению пульсирующих температурных распределений в настоящее время посвящено значительное число экспериментальных и аналитических исследований.

10.5.2. Разность температур в конструкции при объемном тепловыделении

Уравнение теплопроводности в элементе любой геометрической формы в предположении независимости коэффициента теплопроводности от температуры может быть записано в виде

$$-\lambda_k \nabla^2 T_k(r) = q_v / (1 - \psi_k), \quad (10.110)$$

где T_k — температура конструкции; r — радиус-вектор в плоскости, перпендикулярной потоку теплоносителя; λ_k — коэффициент теплопроводности материала конструкции; q_v — средняя по объему материала и теплоносителя плотность энерговыделения; ψ_k — доля поперечного сечения конструкции, занятая теплоносителем. Вве-

дем в качестве характерного размера конструкции обобщенный диаметр конструкции d_k , равный отношению учетверенной площади его поперечного сечения $4S_k \cdot (1 - \psi_k) / \psi_k$ (S_k — площадь поперечного сечения канала теплоносителя) к периметру теплообмена P_k . Используя введенные выше обозначения, имеем

$$d_k = \frac{4S_k (1 - \psi_k)}{P_k \psi_k} = d_r \frac{1 - \psi_k}{\psi_k}. \quad (10.111)$$

Уравнение (10.110) принимает вид

$$\nabla^2 T \left(\frac{r}{d_k} \right) = - \frac{q_v d_k^2}{(1 - \psi_k) \lambda_k}; \quad (10.112)$$

где

$$\nabla^2 = \partial^2 / \partial (x/d_k)^2 + \partial^2 / \partial (y/d_k)^2$$

или

$$\nabla^2 \varphi + 1 = 0, \quad (10.113)$$

где

$$\varphi = \frac{T_k(r/d_k) - \bar{T}_c}{q_v d_k^2 / (1 - \psi_k) \lambda_k}.$$

Распределение температуры в конструкции имеет вид

$$T_k \left(\frac{r}{d_k}, z \right) = \bar{T}_c(z) + \frac{q_v d_k^2}{(1 - \psi_k) \lambda_k} \varphi \left(\frac{r}{d_k} \right), \quad (10.114)$$

где φ — решение уравнения (10.113) при заданной температуре $\bar{T}_c$ на периметре поверхности теплообмена. [Граничное условие уравнения (10.113) $\varphi = 0$.]

Величина $q_v d_k / (1 - \psi_k)$ пропорциональна тепловому потоку в теплоноситель, d_k / λ_k — термическому сопротивлению конструкции. Поэтому $q_v d_k^2 / (1 - \psi_k) \lambda_k$ пропорционально перепаду температуры в конструкции. Следовательно, температурная разность в элементах конструкции пропорциональна объемной плотности тепловыделения в конструкции $q_v (1 - \psi_k)^{-1}$, квадрату обобщенного диаметра, обратно пропорциональна теплопроводности материала и зависит от геометрии элемента конструкции.

Максимальная разность температуры в конструкции

$$T_{k \max} - \bar{T}_c = \frac{q_v d_k^2}{(1 - \psi_k) \lambda_k} \varphi_{\max} \quad (10.115)$$

определяется величиной $\varphi_{\max}$, значения которой для ряда геометрических форм элементов приведены в табл. 12.1.

10.5.3. Связь неравномерности температуры поверхности и плотности теплового потока для стержневого твэла

Рассмотрим твэл, состоящий из топливного сердечника наружным радиусом r_1 с отверстием радиусом r_0 и оболочки наружным радиусом R (рис. 10.15). Между сердечником и оболочкой имеется контактное термическое сопротивление Φ такое, что перепад температуры между сердечником и оболочкой на радиусе r_1 равен $\Phi q_F(r_1)$. Плотность объемного тепловыделения в сердечнике равна q_V . Рассчитаем температурное поле в твэле при известном распределении температуры на поверхности оболочки

Рис. 10.15. К расчету параметра теплопроводности

Рассматриваемое граничное условие соответствует изменению температуры по периметру твэлов, расположенных в треугольной решетке для относительного шага $h > 1,05$. Для шага $h = 1,01$ отличие распределения температуры вдоль периметра от косинусоидального не превышает 10%. Обозначим температуру в топливном сердечнике T_0 , в оболочке T_1 . Тогда уравнения теплопроводности в сердечнике и оболочке и граничные условия имеют вид

$$\lambda_{т.к} \nabla^2 T_0 + q_V = 0; \quad (10.117)$$

$$\partial T_0 / \partial r = 0 \quad \text{при} \quad r = r_0; \quad T_0 + \Phi \lambda_{т.к} \frac{\partial T_0}{\partial r} = T_1$$

и

$$\lambda_{т.к} \frac{\partial T_0}{\partial r} = \lambda_{об} \frac{\partial T_1}{\partial r}; \quad \text{при} \quad r = r_1;$$

$$\lambda_{об} \nabla^2 T_1 = 0, \quad (10.118)$$

$$T_1 = \bar{T}_c + a \cos 6\varphi \quad \text{при} \quad r = R,$$

где $\lambda_{т.к}$, $\lambda_{об}$ — коэффициенты теплопроводности топливной композиции и материала оболочки;

$$\nabla^2 = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \frac{\partial^2}{\partial \varphi^2}.$$

Введем безразмерные величины

$$\bar{T} = T \lambda_{ж} / \bar{q}_F R; \quad \bar{q}_F = q_V (r_1^2 - r_0^2) / 2R;$$

$$\bar{r} = r/R; \quad \bar{r}_0 = r_0/R; \quad \bar{r}_1 = r_1/R,$$

где $\lambda_{ж}$ — коэффициент теплопроводности теплоносителя. Тогда уравнения (10.117), (10.118) и граничные условия принимают вид

$$\nabla^2 \bar{T}_0 + 2 \frac{\lambda_{ж}}{\lambda_{т.к}} (\bar{r}_1^2 - \bar{r}_0^2)^{-1} = 0; \quad (10.119)$$

$$\partial \bar{T}_0 / \partial \bar{r} = 0 \quad \text{при} \quad \bar{r} = \bar{r}_0;$$

$$\bar{T}_0 + \Phi \frac{\lambda_{т.к}}{R} \frac{\partial \bar{T}_0}{\partial \bar{r}} = \bar{T}_1$$

$$\frac{\partial \bar{T}_0}{\partial \bar{r}} = \lambda_{об} / \lambda_{т.к} \frac{\partial \bar{T}_1}{\partial \bar{r}} \quad \text{при} \quad \bar{r} = \bar{r}_1;$$

$$\nabla^2 \bar{T}_1 = 0; \quad (10.120)$$

$$\bar{T}_1 = \bar{T}_c + \bar{A} \cos 6\varphi \quad \text{при} \quad \bar{r} = 1;$$

$$\bar{A} = a \lambda_{ж} / \bar{q}_F R.$$

Решение уравнений (10.119) и (10.120) удобно искать в виде суперпозиции двух решений:

$$\bar{T}_i(\bar{r}, \varphi) = \theta_i(\bar{r}) + \Psi_i(\bar{r}, \varphi),$$

первого — с учетом тепловыделения при постоянной температуре поверхности оболочки; второго — без учета тепловыделения, но с реальным распределением температуры поверхности оболочки. В результате решения имеем:

$$\begin{aligned} \bar{T}_0 - \bar{T}_c = & \frac{\lambda_{ж}}{\lambda_{об}} \ln \frac{1}{\bar{r}_1} + \frac{\lambda_{ж}}{\lambda_{т.к}} \frac{\bar{r}_0^2}{\bar{r}_1^2 - \bar{r}_0^2} \ln \frac{\bar{r}}{\bar{r}_1} + \\ & + \frac{1}{2} \frac{\lambda_{ж}}{\lambda_{т.к}} \frac{\bar{r}_1^2 - \bar{r}^2}{\bar{r}_1^2 - \bar{r}_0^2} + \Phi \frac{\lambda_{ж}}{\bar{r}_1} + (H_T \bar{r}^8 + L_T \bar{r}^{-6}) \cos 6\varphi; \end{aligned} \quad (10.121)$$

$$\bar{T}_1 - \bar{T}_c = \lambda_{ж} / \lambda_{об} \ln \bar{r}^{-1} + (A_T \bar{r}^6 + B_T \bar{r}^{-6}) \cos 6\varphi. \quad (10.122)$$

Последние члены в (10.121) и (10.122) являются функциями $\Psi_i(\bar{r}, \varphi)$. Если температура наружной поверхности оболочки постоянна по периметру $\bar{r} = 1$, $\bar{T}_1 = \bar{T}_c$, то функции Ψ_i должны быть опущены. В решениях (10.121) и (10.122)

$$H_T = 2 \frac{\bar{r}_1^{12} (1 + m_1)}{\bar{r}_1^{12} - \bar{r}_0^{12}} M; \quad L_T = \bar{r}_0^{12} H_T;$$

$$A_T = \left[(1 + m_1) \frac{\bar{r}_1^{12} + \bar{r}_0^{12}}{\bar{r}_1^{12} - \bar{r}_0^{12}} + (1 - m_1) (1 + \sigma_{об}) \right] M;$$

$$B_T = \bar{r}_1^{12} \left[(1 + m_1) \frac{\bar{r}_1^{12} + \bar{r}_0^{12}}{\bar{r}_1^{12} - \bar{r}_0^{12}} - (1 - m_1) (1 - \sigma_{об}) \right] M;$$

$$m_1 = (\lambda_{об} - \lambda_{т.к}) / (\lambda_{об} + \lambda_{т.к}); \quad \sigma_{об} = 6 \lambda_{об} \Phi / r_1;$$

$$\frac{1}{M} = \frac{1}{a} \left[(1 + m_1)(1 + \bar{r}_1^{12}) \frac{\bar{r}_1^{12} + \bar{r}_0^{12}}{\bar{r}_1^{12} - \bar{r}_0^{12}} + (1 - m_1)(1 - \bar{r}_1^{12}) + \right. \\ \left. + (1 - m_1)(1 + \bar{r}_1^{12}) \sigma_{об} \right]. \quad (10.123)$$

Рассчитаем распределение относительного удельного теплового потока на поверхности оболочки. По определению $q_F = -\lambda_{об} \left(\frac{\partial T_1}{\partial r} \right)_{r=R}$. Отсюда, переходя к безразмерным величинам и используя (10.122), получаем

$$\frac{q_F}{q_F} = -\frac{\lambda_{об}}{\lambda_{жк}} \left(\frac{\partial \bar{T}_1}{\partial \bar{r}} \right)_{\bar{r}=1} = 1 - \frac{\lambda_{об}}{\lambda_{жк}} 6 \cos 6\varphi (A_T - B_T). \quad (10.124)$$

Подставляя в (10.124) значения A_T и B_T из (10.123), преобразуем выражение для относительного удельного теплового потока к виду

$$q_F/\bar{q}_F = 1 - 6\bar{A} \cos 6\varphi, \quad (10.125)$$

где

$$\bar{A} = \frac{\lambda_{об}}{\lambda_{жк}} \frac{(1 + \bar{r}_1^{12}) + \left(\sigma_{об} + \frac{\bar{r}_1^{12} + \bar{r}_0^{12}}{\bar{r}_1^{12} - \bar{r}_0^{12}} \right) (1 - \bar{r}_1^{12}) -}{(1 - \bar{r}_1^{12}) + \left(\sigma_{об} + \frac{\bar{r}_1^{12} + \bar{r}_0^{12}}{\bar{r}_1^{12} - \bar{r}_0^{12}} \right) (1 + \bar{r}_1^{12}) -} \\ - m_1 \left[(1 + \bar{r}_1^{12}) + \left(\sigma_{об} - \frac{\bar{r}_1^{12} + \bar{r}_0^{12}}{\bar{r}_1^{12} - \bar{r}_0^{12}} \right) (1 - \bar{r}_1^{12}) \right] \\ - m_1 \left[(1 - \bar{r}_1^{12}) + \left(\sigma_{об} - \frac{\bar{r}_1^{12} + \bar{r}_0^{12}}{\bar{r}_1^{12} - \bar{r}_0^{12}} \right) (1 + \bar{r}_1^{12}) \right] \quad (10.126)$$

— параметр теплопроводности твэла.

Таким образом, изменению температуры на поверхности оболочки (10.116) соответствует относительное изменение удельного теплового потока в виде (10.125). Амплитуда изменения теплового потока $6\bar{A}$ зависит от амплитуды температуры поверхности a и комплекса ε , учитывающего скорость распространения тепла вдоль периметра твэла.

Аналогично рассмотренной задаче могут быть рассчитаны распределения температуры для твэлов различной геометрии. Если для цилиндрического твэла температура поверхности задана в виде (10.116), то относительный удельный тепловой поток выражается как (10.125), а параметр теплопроводности ε зависит от размеров компонентов твэла. Для твэла с оболочкой (наружный радиус

оболочки R , внутренний r_1 , теплопроводность топлива $\lambda_{т.к}$ и оболочки $\lambda_{об}$) параметр ε имеет вид

$$\varepsilon = \frac{\lambda_{об}}{\lambda_{жк}} \frac{1 - (r_1/R)^{12} m_1}{1 + (r_1/R)^{12} m_1}. \quad (10.127)$$

Для цилиндрического твэла без оболочки

$$\varepsilon = \lambda_{т.к}/\lambda_{жк}. \quad (10.128)$$

10.5.4. Распределение температуры при отслоении оболочки и трещине в сердечнике стержневого твэла

Отслоение оболочки твэла может возникнуть в процессе его эксплуатации и связано с особенностями поведения топлива и оболочки при теплосменах, механических нагрузках и облучении. Трещины сердечника являются следствием теплосмен, низкой теплопроводности топлива, радиационных повреждений. Характер отслоения оболочки или вид трещин в некотором твэле, естественно, неизвестен. Поэтому необходимо моделировать различные условия нарушения теплообмена, которые могут возникнуть в процессе эксплуатации твэла, проводить анализ опасности последствий различных повреждений и изыскивать конструкционные и технологические решения, позволяющие исключить опасные для работоспособности твэла ситуации.

Рассмотрим плоскую задачу теплопроводности с граничными условиями третьего рода и постоянными коэффициентами теплопроводности и теплоотдачи. В оболочке твэла учитываем только радиальную составляющую теплового потока. Тепловыделение в топливе считаем распределенным равномерно, а в оболочке пренебрежимо малым. Проанализируем влияние отслоения оболочки и трещины в сердечнике на распределение температуры.

Отслоение оболочки имеет место в секторе с углом $2(\pi - \varphi_0)$ на всей длине твэла (рис. 10.16). Зазор заполнен газообразными продуктами деления, поэтому

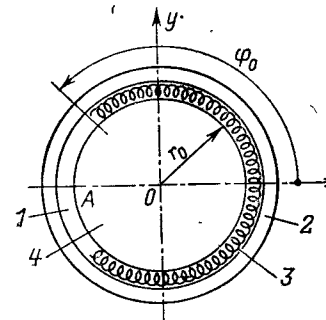


Рис. 10.16. Твэл с секторным отслоением оболочки:
1 — область отслоения; 2 — оболочка; 3 — контактный слой; 4 — топливо

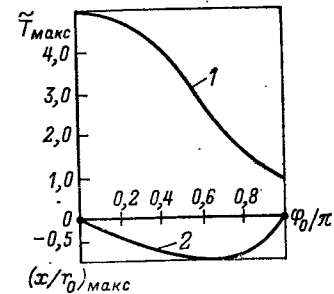


Рис. 10.17. Зависимость безразмерной максимальной температуры $\bar{T}_{макс}$ (1) и положения ее координаты (2) от угла отслоения φ_0

коэффициент теплоотдачи от топлива через зазор существенно меньше, чем через контактный слой. Решение уравнения теплопроводности, записанного для безразмерной температуры: $\bar{T}_0(x, y) = [T_0(x, y) - \bar{T}] \lambda_{т.к}/q_0 r_0^2$, где $\lambda_{т.к}$ — коэффициент теплопроводности топлива, получено вариационным методом. Анализ решения показывает, что отслоение оболочки приводит к заметному перегреву твэла.

Если исходный твэл имеет максимальную безразмерную температуру $\tilde{T}_0(0, 0) = 0,83$, то при отслоении на 0,25 периметра ($\varphi_0 = 0,75\pi$) $\tilde{T}_0$ увеличивается до 1,8 (рис. 10.17). С увеличением зоны отслоения перегрев возрастает до $\tilde{T}_{0 \text{ макс}} = 5$, что соответствует отводу тепла через газовый слой продуктов деления. Отслоение вызывает смещение точки максимальной температуры от O вдоль линии OA (см. рис. 10.16). При доле отслоенного периметра от 0,25 до 0,5 максимум температуры находится на поверхности топлива: $(x/r_0)_{\text{макс}} = -1$ (см. рис. 10.17). Трещину в сердечнике (рис. 10.18) считаем плоской, расположенной по хорде, теплообменом через трещину пренебрегаем. Вариационным методом получено распределение безразмерной температуры

$$\tilde{T}_0 = \frac{[T_0 - \bar{T}] \lambda_{\text{т.к.}}}{q_v r_0^2} - \frac{1}{4} \left[1 + \frac{2}{\text{Bi}} - \left(\frac{x}{r_0} \right)^2 - \left(\frac{y}{r_0} \right)^2 \right], \quad (10.129)$$

где $\text{Bi} = \alpha r_0 / \lambda_{\text{т.к.}}$. При $\text{Bi} = 0,842$ влияние положения трещины, т. е. параметра $\bar{\delta} = \delta / r_0$, на температуру в точках A , B и C иллюстрируется рис. 10.19, из которого видно, что максимальные перегревы наблюдаются при $\bar{\delta} \approx 0,62$. При $\bar{\delta} = 1$ $\tilde{T}_0 = 0$, т. е. диаметральной трещина не влияет на распределение температуры в

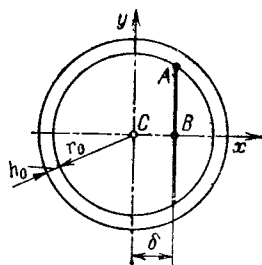


Рис. 10.18. Плоская трещина в сердечнике твэла, расположенная на расстоянии δ от оси

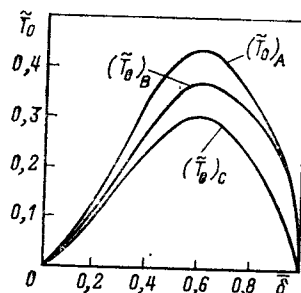


Рис. 10.19. Зависимость относительной температуры топлива T_0 в точках A , B и C сердечника твэла с плоской трещиной (см. рис. 10.18) от относительного расстояния трещины от оси

топливе. Последнее справедливо при однородном теплоотводе по периметру оболочки.

На оси сердечника, т. е. в точке $C(x=y=0)$, согласно (10.129) $\bar{T}_0 - \bar{T} = (\bar{T}_0 + 0,844) q_v r_0^2 / \lambda_{\text{т.к.}}$. Для $\bar{\delta} = 0,62$ в этой точке (см. рис. 10.19) $\bar{T}_0 = 0,3$, следовательно, $T_0 - \bar{T} = 1,144 q_v r_0^2 / \lambda_{\text{т.к.}}$. Таким образом, появление трещины в топливе может привести к увеличению температурного перепада в нем почти на 40 %.

10.5.5. Термическое сопротивление между оболочкой и сердечником

Если между оболочкой и сердечником оставлен гарантированный зазор небольших размеров, то передача тепла в нем идет за счет теплопроводности газовой среды, конвекции и излучения. Коэффициент теплопроводности газовой

среды зазора зависит от ее состава, температуры и давления. Состав среды меняется в процессе эксплуатации (в неvented твэлах) из-за выхода в зазор газообразных продуктов деления. Давление газа влияет на коэффициент теплопроводности при низких давлениях, когда отношение средней длины свободного пробега молекул к ширине зазора, характеризующее параметром Кнудсена, порядка единицы или более. Естественная конвекция в зазоре играет роль, если число Релея $Ra = GrPr$ (характерный размер в числе Грасгофа — размер зазора) более 2000. Теплообмен излучением становится существенным при температуре оболочки более 1000 К и перепаде температур в зазоре в несколько сотен градусов.

Расчетное исследование теплопроводности зазора затруднено неопределенностью некоторых исходных данных. На рис. 10.20 приведена зависимость теплопроводности зазора между окисным топливом ($Pu_{0.2}U_{0.8}$) O_2 и оболочкой из нержавеющей стали марки 316 при облучении, приводящем к изменению состава среды.

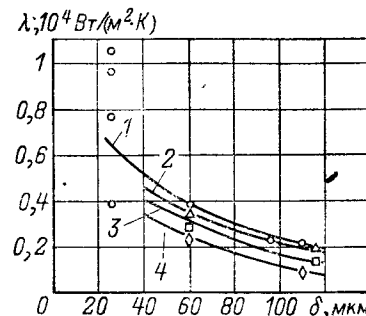


Рис. 10.20. Зависимость теплопроводности газовой среды от его толщины и состава газовой среды:

1 — газовая среда — гелий; 2 — смесь 60% He и 40% Xe; 3 — смесь 30% He и 70% Xe; 4 — ксенон

Радиус топливной композиции и внутренний радиус оболочки в процессе эксплуатации меняются за счет теплового расширения, распухания топлива, ползучести. В результате распухания топлива ширина зазора может стать равной нулю. В этом случае необходимо учитывать вклад контактного термического сопротивления в проводимость зазора.

При распространении теплового потока через реальную границу контакта перепад температуры отличается от перепада температуры в однородных идеально контактирующих средах. Отношение перепада температуры в зоне контакта к плотности теплового потока, вызвавшего этот перепад, называется коэффициентом термического сопротивления контакта

$$\Phi = \Delta T_K / \bar{q}_F, \quad (10.130)$$

где ΔT_K — перепад температуры в зоне контакта; $\bar{q}_F$ — средняя плотность теплового потока в зоне контакта.

Аналитический расчет термического сопротивления контактного слоя невозможен, поскольку неизвестна геометрия поверхности. Поэтому ограничиваются приближенным расчетом контактного сопротивления, основанным на обобщении экспериментальных данных, например

$$\frac{1}{\Phi} = \frac{2\lambda_c}{h_{cp1} + h_{cp2}} + 2,1 \frac{N_p \lambda_m}{3\sigma_b S_H} 10^{-4} \frac{\text{Вт}}{\text{м}^2 \cdot \text{К}}, \quad (10.131)$$

где h_{cp1} , h_{cp2} — средняя высота выступов микрошероховатости соприкасающихся поверхностей (оболочки и сердечника), м; λ_c — коэффициент теплопроводности вещества, заполняющего зазор, Вт/(м·К); N_p — нормальная нагрузка, Н; S_H — номинальная (геометрическая) площадь контакта, м²; σ_b — временное сопротивление разрыву или предел прочности менее пластического материала, Н/мм²; $\lambda_m = 2\lambda_{об} \lambda_{т.к.} / (\lambda_{об} + \lambda_{т.к.})$. Первое слагаемое в (10.131) учитывает проводимость зазоров; второе — пятен контакта.

Для уменьшения термического сопротивления контактной поверхности применяются заполнители пор с высокой теплопроводностью или используются технологические приемы, обеспечивающие плотный контакт и взаимную диффузию сопрягаемых материалов. В частности, к хорошим результатам приводит введение в зону контакта фольги из меди, алюминия, свинца и особенно применение покрытий, нанесенных электрохимическим способом на контактирующие поверхности. Таким образом, удается снизить контактное термическое сопротивление зазора в 2—10 раз по сравнению с газовым заполнителем. Широко распространено заполнение зазора металлами, находящимися в рабочих условиях в расплавленном состоянии. Применение жидкометаллической прослойки осложняется появлением в ней газовых пузырей и окислов. Газовые пузыри обусловлены недостаточным вакуумированием и обезгаживанием металла при изготовлении или возникают вследствие выхода газообразных продуктов деления. Окислы приводят к возникновению контактных термических сопротивлений между расплавом и материалом. Несмотря на эти недостатки, удается понизить коэффициент термического сопротивления контакта при использовании натрия до $\Phi = 0,04 \cdot 10^{-4} \text{ м}^2 \times \text{К/Вт}$, что существенно меньше, чем при использовании гелиевого заполнителя, когда $\Phi \geq 10^{-4} \text{ м}^2 \cdot \text{К/Вт}$.

10.5.6. Расчет нестационарных распределений температуры

При изменении мощности реактора, температуры или расхода теплоносителя во времени в элементах конструкции происходит перераспределение температуры от соответствующего начальному состоянию до соответствующего конечному стационарному режиму работы. Возникающие при переходных процессах быстро меняющиеся градиенты температуры приводят к возникновению значительных динамических напряжений, которые могут определять работоспособность конструкции. Отмеченное показывает важность анализа нестационарных распределений температуры.

Полная постановка задачи расчета нестационарных температурных распределений требует использования уравнения нестационарной теплопроводности. Например, для твэла с оболочкой (рис. 10.21) плоская задача теплопроводности при постоянных теплофизических свойствах материалов оболочки и сердечника и плотности тепловыделения записывается в виде

$$\frac{\partial T_0}{\partial \tau} = a_{т.к} \nabla^2 T_0 + q_v / \rho_{т.к} c_{т.к}; \quad (10.132)$$

$$\frac{\partial T_1}{\partial \tau} = a_{об} \nabla^2 T_1, \quad (10.133)$$

где $a_{т.к} = \lambda_{т.к} / \rho_{т.к} c_{т.к}$; $a_{об} = \lambda_{об} / \rho_{об} c_{об}$ — коэффициенты теплопроводности топливной композиции и оболочки. Граничные и начальные условия системы уравнений (10.132) и (10.133) имеют вид

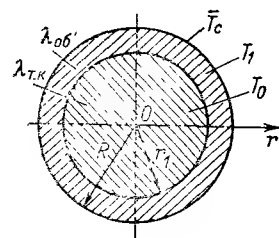


Рис. 10.21. К постановке задачи нестационарной теплопроводности

$$\partial T_0 / \partial r = 0 \quad \text{при } r = 0, \quad \tau \geq 0; \quad (10.134)$$

$$\lambda_{т.к} \frac{\partial T_0}{\partial r} = \lambda_{об} \frac{\partial T_1}{\partial r}; \quad T_0 = T_1 \quad \text{при } r = r_1, \quad \tau \geq 0; \quad (10.135)$$

$$-\lambda_{об} \frac{\partial T_1}{\partial r} = \alpha (\bar{T}_c - \bar{T}) \quad \text{при } r = R, \quad \tau \geq 0; \quad (10.136)$$

$$\left(-\lambda_{об} \frac{\partial T_1}{\partial r} \right) 2\pi R = S_{кж} \rho_{ж} \left(\frac{\partial \bar{T}}{\partial \tau} + w \frac{\partial \bar{T}}{\partial z} \right) \quad \text{при } r = R, \quad \tau \geq 0; \quad (10.137)$$

$$T_0 = T_0(x, y, z); \quad T_1 = T_1(x, y, z); \quad q_v = q_v(x, y, z) \quad \text{при } \tau = 0; \quad (10.138)$$

$$q_v = q_v(x, y, z, \tau); \quad w = w(\tau); \quad \bar{T} = \bar{T}(z = 0) \quad \text{при } \tau > 0, \quad (10.139)$$

где $S_{кж}$ — площадь ячейки теплоносителя, охлаждающего рассматриваемый твэл; $c_{ж}$, $\rho_{ж}$ — теплоемкость и плотность теплоносителя; w — среднемассовая скорость теплоносителя.

Система уравнений (10.132) — (10.139) может быть решена методами операционного исчисления, конечных интегральных преобразований или численно. Однако получающиеся точные или численные решения достаточно громоздки и трудоемки для анализа. Поэтому в инженерных расчетах целесообразно воспользоваться приближенной постановкой задачи, основанной на допущении, что во время переходного процесса распределение температуры остается близким к стационарному. Например, для цилиндра или пластины с постоянной плотностью тепловыделения распределение температуры по радиусу в соответствии с предположением будет близким к параболическому, а для неизолированной пластины без тепловыделения распределение температуры по ее толщине — к линейному. Это приближение естественно назвать *квазистационарным*.

Квазистационарное приближение справедливо, если постоянная времени переходного процесса (изменения плотности тепловыделения, расхода, температуры теплоносителя) существенно больше постоянной времени элемента конструкции, зависящей от его размеров и теплофизических свойств материалов. Постоянная времени элемента конструкции пропорциональна квадрату характерного линейного размера и обратно пропорциональна коэффициенту температуропроводности материала элемента:

$$\tau_{эл} \sim l^2 / a. \quad (10.140)$$

Отношение текущего времени к постоянной времени $\tau_{эл}$, называемое числом Фурье $Fo = a\tau / l^2$, используется как безразмерное время переходного процесса.

При возмущении по температуре или расходу теплоносителя, приводящем к изменению условий конвективного теплообмена, важно отношение внутреннего термического сопротивления элемента (l/λ) к внешнему ($1/\alpha$), т. е. критерий Био-Кирпичева $Bi =$

$=\alpha l/\lambda$. Квазистационарное приближение справедливо при ограниченных (порядка единицы) значениях критерия Био-Кирпичева, когда внутреннее термическое сопротивление соизмеримо с внешним. Получить количественную оценку погрешностей, вносимых квазистационарным приближением, можно, сравнивая приближенное решение с точным или с результатами эксперимента.

Использование квазистационарного приближения позволяет записать уравнения баланса тепла (10.132), (10.133) через средние в сечении температуры и из решения системы найти зависимость этих средних температур от времени. Знание пространственного распределения и одного из граничных значений температуры дает возможность получить распределение температуры в конструкции. Уравнения баланса тепла, содержащие средние температуры, можно получить интегрированием уравнений (10.132), (10.133) либо вывести непосредственно.

Для твэла, представленного на рис. 10.21, уравнение баланса тепла для топливного сердечника записывается как равенство выделенного в его объеме тепла (за время $d\tau$) $q_V \pi r_1^2 d\tau$ сумме аккумулярованного в объеме тепла $c_{т.к} \rho_{т.к} \pi r_1^2 d\bar{T}_0$ и отданного оболочке $\bar{q}_{F01} 2\pi r_1 d\tau$:

$$q_V \pi r_1^2 d\tau = c_{т.к} \rho_{т.к} \pi r_1^2 d\bar{T}_0 + \bar{q}_{F01} 2\pi r_1 d\tau, \quad (10.141)$$

где

$$\bar{T}_0 = \frac{1}{\pi r_1^2} \int_0^{r_1} 2\pi r T_0(r) dr \quad (10.142)$$

— средняя в сечении топливного сердечника температура;

$$T_0(r) = T_0(r_1) + \frac{\bar{q}_{F01} r_1}{2\lambda_{т.к}} [1 - (r/r_1)^2] \quad (10.143)$$

— стационарное распределение температуры по радиусу топливного сердечника; $\bar{q}_{F01} = q_V r_1/2$ — средняя плотность теплового потока с поверхности сердечника.

Из (10.142) и (10.143) следует

$$\bar{T}_0 = T_0(r_1) + \bar{q}_{F01}(\tau) r_0 / 4\lambda_{т.к}. \quad (10.144)$$

Уравнение баланса тепла для оболочки есть равенство притока тепла с поверхности топлива $\bar{q}_{F01} 2\pi r_1 d\tau$ количеству аккумулярованного тепла $\pi(R^2 - r_1^2) c_{об} \rho_{об} d\bar{T}_1$ и отведенного теплоносителем $\bar{q}_F 2\pi R d\tau$:

$$\bar{q}_{F01} 2\pi r_1 d\tau = \pi(R^2 - r_1^2) c_{об} \rho_{об} d\bar{T}_1 + \bar{q}_F 2\pi R d\tau, \quad (10.145)$$

где $\bar{T}_1 = [T_1(r) + T_1(R)]/2$ — средняя по толщине оболочки температура (тепловыделением и кривизной пренебрегаем); $\bar{q}_F = q_V r_1^2 / 2R$ — средняя плотность теплового потока с поверхности

твэла. Замыкают систему уравнений (10.141), (10.145) условия сшивки температуры

$$T_0(r_1) = T_1(r_1) \quad (10.146)$$

и условия теплообмена на поверхности твэла

$$\bar{q}_F = \bar{\alpha}(\bar{T}_c - \bar{T}), \quad (10.147)$$

где $\bar{T}_c = T_1(R)$; $\bar{\alpha}$ — средний коэффициент теплоотдачи.

Используя (10.146), (10.147), очевидные выражения для плотности теплового потока

$$\bar{q}_{F01} = [T_1(r_1) - \bar{T}_1] 2\lambda_{об}/\delta; \quad (10.148)$$

$$\bar{q}_F = [\bar{T}_1 - T_1(R)] 2\lambda_{об}/\delta, \quad (10.149)$$

где $\delta = (R - r_1)$ — толщина оболочки твэла, после алгебраических преобразований уравнения (10.141) и (10.145) приводим к виду

$$\frac{d\bar{T}_0}{d\tau} + \frac{\bar{T}_0 - \bar{T}_1}{\tau_0} = \frac{q_V}{c_{т.к} \rho_{т.к}}; \quad (10.150)$$

$$\frac{\bar{T}_0 - \bar{T}_1}{\tau_0} \varepsilon_0 = \frac{d\bar{T}_1}{d\tau} + \frac{\bar{T}_1 - \bar{T}}{\tau_1}. \quad (10.151)$$

Здесь

$$\tau_0 = \frac{1}{2} \left(\frac{\delta}{2\lambda_{об}} + \frac{r}{4\lambda_{т.к}} \right) r_1 c_{т.к} \rho_{т.к} \quad (10.152)$$

— постоянная времени топливного сердечника с учетом влияния оболочки;

$$\tau_1 = \left(\frac{\delta}{2\lambda_{об}} + \frac{1}{\alpha} \right) \frac{\pi(R^2 - r_1^2) c_{об} \rho_{об}}{2\pi R} \quad (10.153)$$

— постоянная времени оболочки с учетом термического сопротивления теплоносителя;

$$\varepsilon_0 = \frac{r_1^2 c_{т.к} \rho_{т.к}}{(R^2 - r_1^2) c_{об} \rho_{об}}. \quad (10.154)$$

Проиллюстрируем применение квазистационарного приближения на примере расчета изменения распределения температуры в поперечном сечении цилиндрического твэла радиусом r_0 без оболочки при скачкообразном изменении температуры теплоносителя на величину ΔT .

Точное решение этой задачи приводит к следующему изменению средней температуры твэла:

$$\frac{\bar{T}_0}{\Delta T \rho_0} = \frac{Bi + 4}{8Bi} - \sum_{n=1}^{\infty} \frac{B_n}{\mu_n^2} \exp(-\mu_n^2 Fo), \quad (10.155)$$

где $Bi = \bar{\alpha} r_0 / \lambda_{т.к}$; $Fo = a_{т.к} \tau / r_0^2$; $Po = q_v r_0^2 / \lambda_{т.к} \Delta T$; $a_{т.к}$, $\lambda_{т.к}$ — коэффициенты температуропроводности и теплопроводности твэла; $\bar{\alpha}$ — коэффициент теплоотдачи от поверхности твэла; q_v — плотность тепловыделения в твэле.

Величины μ_n , B_n — корни характеристических уравнений

$$J_0(\mu_n) = \frac{\mu_n}{Bi} J_1(\mu_n); \quad B_n = 4Bi^2 (\mu_n^2 + Bi^2)^{-1} \mu_n^{-2}.$$

Квазистационарное приближение дает решение

$$\frac{\bar{T}_0}{\Delta T Po} = \frac{Bi + 4}{8Bi} \left[1 - \exp \left(-\frac{8Bi}{4 + Bi} Fo \right) \right]. \quad (10.156)$$

Сравнение точного и приближенного решений (рис. 10.22) показывает, что они практически совпадают при $Bi < 3$. Таким образом, квазистационарное приближение справедливо, если внутреннее термическое сопротивление невелико по сравнению с внешним термическим сопротивлением.

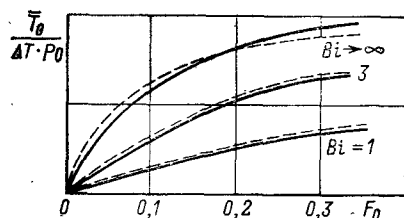


Рис. 10.22. Сравнение точного (сплошная линия) и приближенного (пунктир) решений задачи нестационарной теплопроводности

Приближенное решение (10.156) можно применить для цилиндрического твэла, состоящего из нескольких компонентов. Так, для твэла с оболочкой и подслоем, уменьшающим контактное термическое сопротивление, решение (10.156) справедливо, если критерий Bi записывается в виде

$$Bi^* = \left(\frac{\lambda_{т.к}}{\alpha r_1} + \frac{\delta_{п}}{r_1} \frac{\lambda_{т.к}}{\lambda_{п}} + \frac{\delta}{r_1} \frac{\lambda_{т.к}}{\lambda_{об}} \right)^{-1}, \quad (10.157)$$

где r_1 — радиус сердечника; $\delta_{п}$, δ — толщины подслоя и оболочки твэла; $\lambda_{п}$ — коэффициент теплопроводности подслоя.

Оболочка твэла толщиной $\sim 0,5$ мм из нержавеющей стали при термическом сопротивлении подслоя, на порядок больше термического сопротивления оболочки, снижает величину Bi^* также на порядок по сравнению со значением Bi для сердечника. Так, для $r_0 = 5$ мм, $\delta = 0,5$ мм; $\delta_{п} / \lambda_{п} = 10 \delta / \lambda_{об}$ при охлаждении жидкометаллическим теплоносителем (внешнее термическое сопротивление мало) $Bi^* = 0,213$ для сердечника из металлического урана и $Bi^* = 3,6$ для сердечника из двуокиси урана, в то время как для сердечников без оболочек при тех же условиях охлаждения числа Bi равны 2,7 и 46 соответственно.

Таким образом, квазистационарное приближение можно использовать для расчета распределения температуры в переходных процессах.

Глава 11

ГИДРОДИНАМИКА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

11.1. ОСОБЕННОСТИ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ С ЭЛЕМЕНТАМИ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА

Ядерный реактор в гидродинамическом отношении представляет собой сложное сочетание параллельно и последовательно соединенных трактов, которые характеризуются: резко меняющимися по проходному сечению геометрическими формами, стесненными условиями входа и выхода в тракты; интенсивными пульсациями скорости, давления, расхода, вызванными как несовершенством форм каналов, так и изменением режима течения двухфазного потока; малой жесткостью ограничивающих поток и взаимодействующих с потоком элементов, в первую очередь твэлов, чехлов ТВС, пэлов и др.

Рост энергонапряженности и мощности реакторов приводит к росту скоростей и расходов теплоносителя, увеличению его динамического воздействия на элементы конструкции реактора, в первую очередь на элементы активной зоны. Недооценка этого обстоятельства при конструировании реактора может привести к осложнениям при эксплуатации или к значительному неоправданному ухудшению технико-экономических показателей из-за больших коэффициентов запаса. Гидродинамическое воздействие потока не ограничивается возникновением дополнительных средних во времени нагрузок на элементы конструкции, но, что особенно важно, сопровождается появлением переменных циклических нагрузок, обусловленных пульсациями скорости и давления при турбулентном течении теплоносителя.

В настоящее время методы учета гидродинамического взаимодействия потока и элементов конструкции находятся в начальной стадии развития. Поэтому основой оптимизации конструктивных решений, основным путем оптимального гидравлического профилирования элементов реактора является экспериментальное исследование на моделях.

11.2. ТУРБУЛЕНТНАЯ СТРУКТУРА ПОТОКА И ПУЛЬСАЦИИ ДАВЛЕНИЯ В КАНАЛАХ

Турбулентное течение характеризуется случайными пульсациями скорости, давления, температуры, если поток теплоносителя обменивается энергией с поверхностями канала. Турбулентные пуль-

сации в изотермическом потоке приводят к появлению дополнительных рейнольдсовых напряжений, вызывающих изменение эффективной вязкости движущейся среды и профиля средней скорости; а также к дополнительному динамическому воздействию потока на поверхность: усредненному и пульсационному давлению. Последнее ввиду малой жесткости ряда элементов требует подробного изучения и учета при выборе и обосновании конструктивного решения.

Качественное и количественное изучение структуры турбулентного потока возможно с применением техники визуализации течения, термоанемометра, лазерного доплеровского измерителя скорости.

Особенности структуры турбулентного течения в каналах могут быть проиллюстрированы на примере стабилизированного потока в прямой круглой трубе. Для гидравлически гладкой трубы распределение средней скорости можно аппроксимировать двумя функциями:

$$u/u^* = 2,5 \ln(u^*y/\nu) + 5,5, \quad u^*y/\nu > 11;$$

$$u/u^* = u^*y/\nu, \quad u^*y/\nu \leq 11,$$

где u — средняя скорость турбулентного течения вдоль оси канала; $u^* = \sqrt{\tau_{ст}/\rho}$ — динамическая скорость; $\tau_{ст}$ — напряжение трения или касательное напряжение на стенке; ρ — плотность жидко-

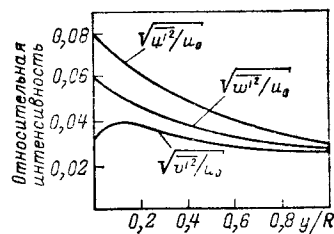


Рис. 11.1. Относительная интенсивность турбулентных пульсаций скорости вдоль осей координат при течении в трубе в случае $Re = 2u_0R/\nu = 5 \cdot 10^5$; $u^*/u_0 = 0,035$

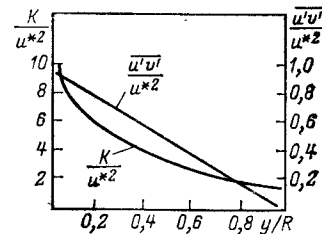


Рис. 11.2. Распределение кинетической энергии турбулентности и турбулентного напряжения трения при течении в трубе в случае $Re = 2u_0R/\nu = 5 \cdot 10^5$; $u^*/u_0 = 0,035$

сти; ν — коэффициент кинематической вязкости; y — расстояние от поверхности канала.

Относительная интенсивность пульсаций скорости турбулентного потока $\sqrt{u'^2}/u_0, \sqrt{w'^2}/u_0, \sqrt{v'^2}/u_0$ в направлении трех координатных осей показана на рис. 11.1. За нормировочную выбрана средняя скорость турбулентного потока на оси канала u_0 . Продольная среднеквадратическая пульсация скорости $\sqrt{u'^2}$ макси-

мальна вблизи поверхности. Меньше по значению азимутальная пульсация $\sqrt{w'^2}$ и минимальной у поверхности оказывается радиальная пульсация скорости $\sqrt{v'^2}$. В окрестности оси различие пульсационных скоростей уменьшается. Отмеченное поведение пульсационных скоростей объясняется особенностями подвода энергии от усредненного течения к пульсационному и ее перераспределения между отдельными компонентами.

Распределение по сечению трубы удвоенной кинетической энергии турбулентности, отнесенной к единице массы жидкости, $K = \overline{u'^2} + \overline{v'^2} + \overline{w'^2}$, турбулентного напряжения трения $\overline{u'v'}$ приведено на рис. 11.2. За нормирующую величину выбрано значение динамической скорости u^* . Из сравнения величин K и $\overline{u'v'}$ следует, что их отношение остается приблизительно постоянным и равным $\overline{u'v'}/K \approx 0,14$ на расстояниях y/R от 0,2 до 0,6. У поверхности это отношение снижается до 0,09, на оси потока — до нуля.

Компоненты тензора напряжений Рейнольдса определяют энергию турбулентного движения теплоносителя. Энергия пульсаций характеризуется величиной $E_1(k)$ такой, что $\int_0^\infty E_1(k) dk = \overline{u'^2}$, $k =$

$= 2\pi n/u_0$ — волновое число, n — частота турбулентных пульсаций. Как видно из приведенной на рис. 11.3 зависимости, составляющие турбулентного движения (вихри) с наименьшей частотой несут наибольшую энергию. С увеличением частоты вихрей их энергия убывает.

Если представить, что все вихри движутся со средней скоростью потока, то минимальной частоте соответствуют вихри наибольших размеров и, наоборот, максимальной частоте — наименьшие размеры вихрей. Прямой характеристикой размеров турбулентных движений являются пространственные и пространственно-временные корреляционные функции — фурье-преобразования спектральных функций. Например, для продольных пульсаций скорости в двух различных точках вдоль оси пространственно-временная корреляция скорости равна

$$R_{uu} = \overline{u(x, r, \varphi, t) u(x + \Delta x, r, \varphi, t + \Delta t)},$$

где x, r, φ — пространственные координаты первой (базовой) точки; Δx — смещение координаты второй точки; t — момент времени фиксации скорости в первой точке; Δt — сдвиг по времени фиксации скорости во второй точке (рис. 11.4). При $\Delta x = 0$ максимум автокорреляционной кривой соответствует $\Delta t = 0$. С увеличением сме-

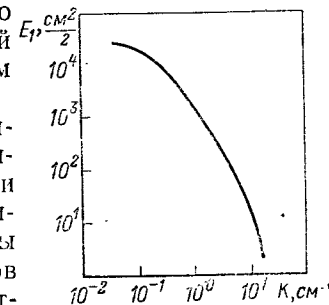


Рис. 11.3. Энергетический спектр продольной пульсации скорости $E_1(k)$ на оси потока в трубе ($y/R = 1$) для $Re = 2u_0R/\nu = 5 \cdot 10^5$; $u^*/u_0 \approx 0,035$

шения координаты второй точки максимальное значение корреляции убывает и наблюдается при возрастающем времени задержки Δt . Если обозначить задержку, соответствующую максимуму корреляции, Δt_m , то $\Delta x / \Delta t_m u_\infty \approx 0,8$, что указывает на движение вихрей в пограничном слое со скоростью около 0,8 скорости основного потока u_∞ . Уменьшение максимума корреляции по мере роста смещения координат Δx показывает, что вихри турбулентного потока имеют ограниченную протяженность траектории и соответственно времени существования.

Приведенные данные о структуре турбулентного течения в трубе получены в результате весьма тонких термоанемометрических измерений на специально приспособленных для этих целей лабораторных установках. Их непосредственное использование для характеристики турбулентной структуры потока в трактах системы охлаждения ядерных реакторов возможно не во всех случаях в силу отмеченных выше особенностей гидродинамики течения в реакторе. Поэтому особый интерес представляют методы измерений, позволяющие относительно просто получить основные характеристики пульсационного движения, например методы измерения пульсаций давления на поверхности канала.

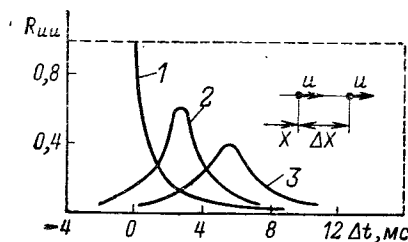


Рис. 11.4. Продольные пространственно-временные корреляции в пограничном слое толщиной 17 мм на расстоянии 4 мм от поверхности пластины:

1 — $\Delta x = 0$; 2 — $\Delta x = 25,4$ мм; 3 — $\Delta x = 50,8$ мм; $u_\infty = 12$ м/с

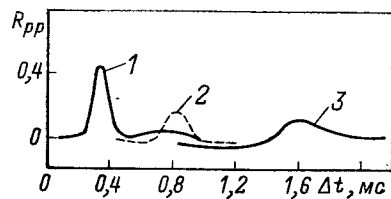


Рис. 11.5. Пространственно-временные корреляции пульсаций давления в пограничном слое толщиной 15 мм на поверхности:

1 — $\Delta x = 32$ мм; 2 — $\Delta x = 76$ мм; 3 — $\Delta x = 152$ мм; $u_\infty = 115$ м/с

Возможность использовать пульсации давления на поверхности для характеристики структуры турбулентного течения подтверждается данными рис. 11.5, где приведены пространственно-временные корреляции пульсаций давления на поверхности пограничного слоя $R_{pp} = \overline{p'(x)p'(x+\Delta x, \Delta t)} / \sqrt{[p'(x)]^2 [p'(x+\Delta x)]^2}$ при различных расстояниях Δx и временах задержки Δt . По своему характеру эти зависимости близки к приведенным на рис. 11.4. Параметр $\Delta x / \Delta t_m u_\infty$ для пульсаций давления оказался равным 0,81, т. е. распространение пульсаций давления по стенке происходит со скоростью, равной скорости распространения вихрей, несущих основную энергию потока.

Экспериментальные данные по пульсациям давления на стенках труб и каналов и продольной составляющей скорости в пристенной области приведены на рис. 11.6. В виде зависимости $K_{\bar{u}}(Re)$

(где $K_{\bar{u}} = \sqrt{\overline{u'^2}} / u$ — пульсационное число Кармана; Re — число Рейнольдса; $\bar{u}'$ — продольная составляющая пульсационной скорости; u — средняя скорость потока) представлены данные Е. М. Минского, полученные для воздушного потока в пристенном слое в круглой (1) и прямоугольной (2) трубах, для водного потока в канале на оси (3, 4), в придонном слое (5) и у поверхности (6), а также результаты исследований на реке (7). Здесь же приведены данные для воздушного потока в прямоугольной трубе

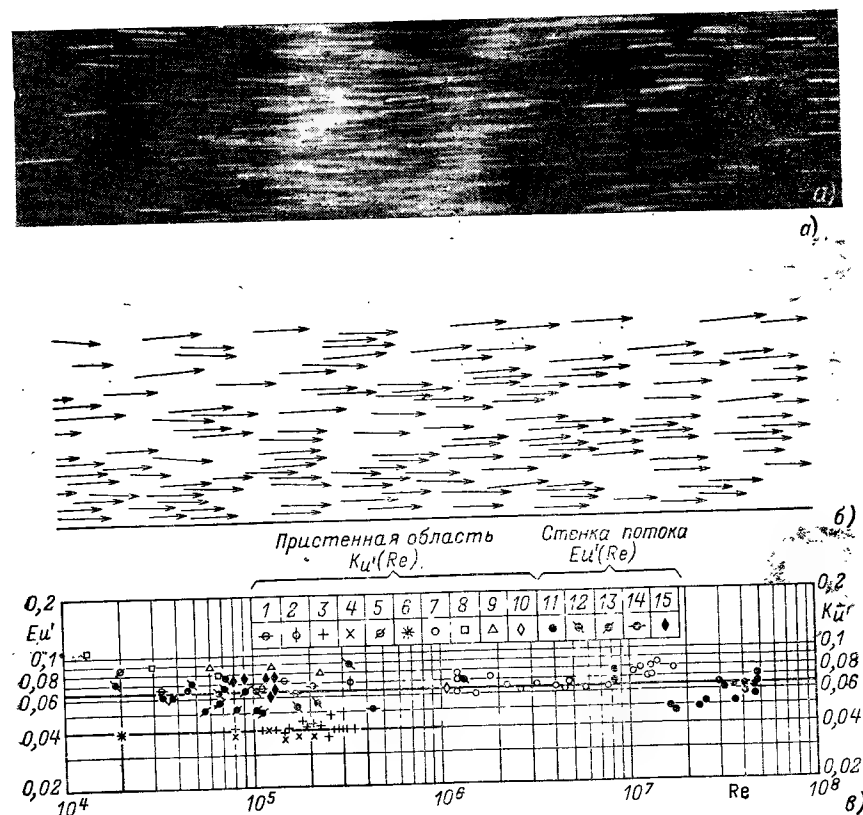


Рис. 11.6. Развитие установившееся турбулентное течение (а), распределение скоростей потока (б) и пульсации давления и скорости (в)

Лауфера (8) и Конт-Белло (9) и для воздушного потока при продольном обтекании плоской пластины Таунсенда (10).

Данные М. С. Фомичева по пульсациям динамического давления в водном потоке, представленные в виде зависимости $Eu'(Re)$

(где $Eu' = 2gH'/u^2$ — пульсационное число Эйлера, H' — двойная амплитуда пульсации давления), получены на водосбросе (11), в прямоугольной (12) и квадратной (13) трубах, в прямоугольном канале (14) и в круглой вертикальной трубе (15).

Из анализа приведенных данных видно, что пульсационная скорость в придонном или пристенном слое, представленная в виде пульсационного критерия Кармана, хорошо совпадает с пульсационным критерием Эйлера. Таким образом, получено удовлетворительное согласие опытных данных в воздушных и водяных потоках в трубах, каналах и быстротоках в диапазоне $Re = 8 \cdot 10^4 \div 10^8$.

Количественно указанные критерии в придонной или пристенной зоне в среднем определяются для гладких стенок в трубах и каналах величиной $K_{\overline{u'}} = Eu' \approx 0,067$ с разбросом точек в диапазоне 0,05—0,08. На оси потока (в трубе) или вблизи свободной поверхности (в открытом канале) критерии $K_{\overline{u'}}$ и Eu' значительно меньше и в среднем могут быть приняты равными 0,04. Эти величины близки к интенсивности продольных пульсаций в пристенной области пограничного слоя (см. рис. 11.1).

Изменение геометрической формы тракта, например его внезапное расширение, приводит к перестройке усредненного и пульсационного течения. Как видно из рис. 11.7, внезапное изменение сечения потока приводит к возникновению непрочных зон, областей рециркуляции жидкости, крупных дискретных вихрей, соизмеримых с размерами канала. При возникновении в пото-

ке крупных вихрей интенсивность среднеквадратических пульсаций скорости возрастает до 0,2—0,3, уменьшается частота возмущений. Соответственно возрастает пульсационное число Эйлера. Турбулентные пульсации в потоке приводят к возникновению дополнительных механических нагрузок на конструкцию. Компоненты тензора Рейнольдса $\overline{\rho u'^2}$, $\overline{\rho v'^2}$, $\overline{\rho w'^2}$ являются дополнительными нормальными напряжениями, а $\overline{\rho u'v'}$, $\overline{\rho u'w'}$, $\overline{\rho v'w'}$ — дополнительными касательными. Каждое из входящих в компоненты тензора Рейнольдса произведение пульсационных (u'^2 , v'^2 , ..., $u'v'$, $v'w'$) скоростей — случайная функция времени. Поэтому воздействие турбулентного потока на конструкцию является стационарным случайным процессом с тем большей амплитудой, чем выше интенсивность пульсаций скорости в потоке.

11.3. ВИБРАЦИИ ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИИ В ПОТОКЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Под влиянием случайных изменений сил взаимодействия турбулентного потока теплоносителя с элементами конструкции последние совершают механические колебания (вибрации). Сопутствующие вибрациям циклическое нагружение материала конструкции, механический износ в местах контакта с соседними элементами и изменение расхода теплоносителя в ячейках могут стать причиной нарушения работоспособности элементов, амплитуда и частота вибраций которых превышают допустимые пределы.

В настоящее время отсутствует общепринятая физическая модель колебаний конструкций в потоке теплоносителя и основанное на ней математическое описание процесса. Это объясняется сложностью гидродинамики турбулентного течения в реальных трактах охлаждения, сложным взаимодействием колеблющегося элемента с потоком теплоносителя. Поэтому при изучении вибраций в конструкциях ядерного реактора в основном используется модельный метод или прямой эксперимент.

Наиболее подробно исследованы изгибные колебания одиночных стержней в продольном потоке теплоносителя, моделирующих твэлы и пэлы активной зоны. Из теории колебаний упругих систем известно, что собственная частота колебаний однородного стержня зависит от его длины l , момента инерции сечения стержня J , модуля упругости материала E (EJ — жесткость стержня на изгиб), массы единицы длины стержня m , условий крепления, формы колебаний и равна

$$f_n = \frac{\lambda_n}{2\pi} \frac{1}{l^2} \sqrt{\frac{EJ}{m}}. \quad (11.1)$$

Коэффициент λ_n , зависящий от способа крепления концов стержня и формы колебаний, приведен в табл. 11.1.

Собственные частоты, приведенные в табл. 11.1, лишь весьма приближенно характеризуют условия колебаний твэлов ядерного реактора. Во-первых, условия крепления твэлов в опорных и дистанционирующих решетках не соответствуют жесткой заделке или шарнирному креплению. Это объясняется стремлением уменьшить долю конструкционного материала в объеме активной зоны, что приводит к применению решеток, обладающих достаточной проч-

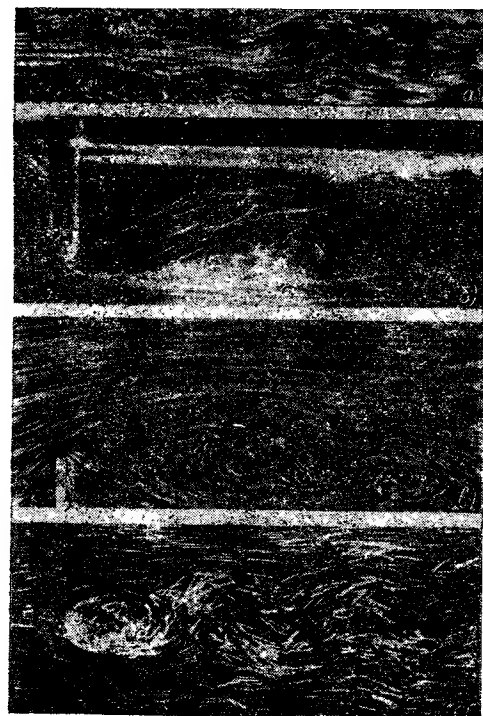


Рис. 11.7. Турбулентные течения с крупными вихрями при внезапном расширении канала (а) и при различных геометрических формах препятствий (б—г)

ке крупных вихрей интенсивность среднеквадратических пульсаций скорости возрастает до 0,2—0,3, уменьшается частота возмущений. Соответственно возрастает пульсационное число Эйлера.

Турбулентные пульсации в потоке приводят к возникновению дополнительных механических нагрузок на конструкцию. Компоненты тензора Рейнольдса $\overline{\rho u'^2}$, $\overline{\rho v'^2}$, $\overline{\rho w'^2}$ являются дополнительными нормальными напряжениями, а $\overline{\rho u'v'}$, $\overline{\rho u'w'}$, $\overline{\rho v'w'}$ — дополнительными касательными. Каждое из входящих в компоненты тензора Рейнольдса произведение пульсационных (u'^2 , v'^2 , ..., $u'v'$, $v'w'$) скоростей — случайная функция времени. Поэтому воздействие турбулентного потока на конструкцию является стационарным случайным процессом с тем большей амплитудой, чем выше интенсивность пульсаций скорости в потоке.

Таблица 11.1. Значения коэффициента λ_n в формуле (11.1)

Эскиз крепления	Формы колебаний	λ_n
		$\lambda_1 = \pi^2 = 9,87$ $\lambda_2 = 4\pi^2 = 39,5$ $\lambda_3 = 9\pi^2 = 88,9$
		$\lambda_1 = 22,4$ $\lambda_2 = 61,7$ $\lambda_3 = 121,0$
		$\lambda_1 = 3,52$ $\lambda_2 = 22,04$ $\lambda_3 = 61,7$
		$\lambda_1 = 15,4$ $\lambda_2 = 50,0$ $\lambda_3 = 104,0$

ностью, но не являющихся жесткими элементами. Поэтому участки креплений твэлов в опорных и дистанционирующих решетках необходимо рассматривать не как заделку или шарнирное соединение, а как участки с повышенной жесткостью твэла, в которых возможны ограниченные угловые (в опорных решетках) и радиальные (в дистанционирующих решетках) перемещения твэла. Таким образом, расчет колебаний твэлов требует совместного анализа жесткости твэлов, решеток, чехла или других фиксирующих решетки элементов конструкции сборки, а также условий крепления хвостовиков сборок в опорных плитах, в области головки сборки и ограничений на движения сборки со стороны соседнихборок. Математическая сложность такой постановки задачи расчета колебаний еще раз подчеркивает важность экспериментального исследования вибраций элементов конструкции ядерного реактора. Во-

вторых, собственные частоты, приведенные в табл. 11.1, не учитывают роли омывающего твэлы теплоносителя, участвующего в колебаниях совместно с твэлами и влияющего вследствие малой жесткости твэлов как на частоту, так и на амплитуду их колебаний.

Поток теплоносителя, омывающего твэлы, играет двойную роль в формировании колебаний. Во-первых, вязкая жидкость играет роль демпфера, гасящего энергию колебаний за счет диссипации кинетической энергии движущейся вместе со стержнем жидкости. Во-вторых, жидкость, препятствуя ускоренному движению тела, оказывает инерционное воздействие на колебания. Для учета последнего влияния вводят понятие эффективной массы движущегося в жидкости тела. Разность эффективной и реальной масс, отнесенная к единице длины стержня, называется присоединенной массой жидкости. Для цилиндра, колеблющегося в идеальной жидкости, она равна

$$M_0 = (\pi d^2/4) \rho_{ж}, \quad (11.2)$$

где $\pi d^2/4$ — объем цилиндра единичной длины; $\rho_{ж}$ — плотность жидкости.

Вязкость увеличивает присоединенную массу согласно экспериментальным данным до величины

$$M/M_0 = 1 + 1,95k_{\mu}, \quad (11.3)$$

где $k_{\mu} = \mu/\rho_{ж}d^2f_1$ — мера отношения силы трения к силе инерции при колебании с частотой f_1 ; μ — коэффициент трения. Присоединенная масса возрастает при приближении колеблющегося стержня к стенке или соседним стержням. Так, для цилиндра диаметром d , колеблющегося в полости диаметром D , присоединенная масса

$$M = (D^2 + d^2)(D^2 - d^2)^{-1}M_0. \quad (11.4)$$

Минимальная частота собственных колебаний стержня с учетом присоединенной массы M ниже определенной по формуле (11.1) и равна

$$f_1 = \frac{\lambda_1}{2\pi} \frac{1}{l_2} \sqrt{\frac{EJ}{m + M}}. \quad (11.5)$$

Если на стержень действует осевая сила P , то частота собственных колебаний возрастает:

$$f_1 = \frac{\beta_0^2}{l^2} \sqrt{\frac{EJ}{4\pi(m + M)} \left(1 + \beta_1 \frac{Pl^2}{EJ}\right)}, \quad (11.6)$$

где для шарнирного крепления концов стержня $\beta_0 = \pi$, $\beta_1 = 0,101$; для жесткого их крепления $\beta_0 = 4,73$; $\beta_1 = 0,0276$.

Частота колебаний стержня, продольно омываемого потоком теплоносителя, близка к собственной частоте f_1 , но несколько уменьшается с ростом среднерасходной скорости потока u :

$$f(u) = f_1 \sqrt{1 - \frac{\beta_1 M u^2 l^2}{EJ + \beta_1 P l^2}}. \quad (11.7)$$

Максимальный прогиб колеблющегося стержня δ можно определить по формуле

$$\frac{\delta}{d} = 0,83 \cdot 10^{-10} k_1 \left(\frac{\rho_{ж} u^2 l^4}{EJ} \right) \left(\frac{\rho_{ж} u^2}{\mu 2\pi f (u)} \right), \quad (11.8)$$

где k_1 — коэффициент, учитывающий заделку торцов стержня: $k_1=5$ при шарнирном креплении; $k_1=2,92$ для заделки. Первый комплекс в правой части (11.8) характеризует отношение силы гидродинамического возмущения и упругости стержня; второй — силы гидродинамического возмущения и демпфирующей силы.

Обобщение (11.8) для амплитуды пульсаций стержня не является единственным. В частности, эксперименты показали, что уменьшение уровня турбулентности потока на входе в канал может снизить амплитуду колебаний до пяти раз.

Вибрации твэлов, образующих пучок, отличны от колебаний одиночного стержня. Здесь возможны как индивидуальные, так и групповые колебания твэлов, их резонансное взаимодействие. В первом приближении амплитуды пульсаций стержней в сборке можно рассчитать из обобщающей экспериментальные данные формулы

$$\frac{\delta}{d} = \lambda_1^{-2} \left[\frac{U^{1,6} \epsilon^{1,8} Re^{0,2}}{1+U^2} \right] \left[\frac{d_r}{d} \right]^{0,4} \left(\frac{\beta_0^{2,5}}{1+4\beta_0} \right) 5 \cdot 10^{-4} k_0, \quad (11.9)$$

где $U = ul \sqrt{M_0/EJ}$; $M_0 = \rho_{ж} \pi d^2/4$; $\beta_0 = M_0/(M_0+m)$; $\epsilon = l/d$; d_r — гидравлический диаметр ячейки; $Re = ud_r \nu^{-1}$; $k_0=1$ для минимального возмущения на входе в сборку; $k_0=5$ для развитого турбулентного течения.

Приведенные результаты свидетельствуют о том, что при конструировании входных камер, спрямляющих поток устройств, необходимо обращать внимание на снижение уровня возмущений на входе. Если частота возмущающей силы потока оказывается близкой к собственным частотам стержней, необходимо изменить конструкцию крепления или жесткость твэла.

Рассмотренный тип изгибных колебаний стержня не является единственно возможным. В условиях несимметричного подвода потока к вертикальной трубе (рис. 11.8, а, б) в ней формируется интенсивное вращательное движение. Это движение отсечает поток к стенкам трубы и тогда образуется устойчивое кольцевое поступательно-вращательное течение у стенки трубы с толщиной слоя 2—3 мм на участке протяженностью 10—15 диаметров трубы от входа. Далее это кольцевое течение переходит в гидравлический прыжок, длина которого равна 4—5 диаметрам трубы, а затем снова в устойчивое вихревое (поступательно-вращательное) движение, но уже не у стенок, а в середине трубы, которое затем после потери устойчивости постепенно переходит в обычное турбулентное течение.

Измеренные пульсации давления на поверхности канала имели высокие значения: параметр Eu' достигал в области кольцевого течения значения 0,35, существенно большего, чем в развитом турбулентном течении в канале.

При установке стержня в трубу с дистанционирующим устройством, расположенным на расстоянии около 50 диаметров трубы, или трубки с опорой, расположенной на расстоянии 85 диаметров от жесткой заделки во входной головке, при несимметричном входе



Рис. 11.8. Гидродинамическая картина потока при несимметричном вводе теплоносителя в вертикальный канал: а, б — поток без стержня; в — поток со стержнем; 2 — поток с вибрирующим стержнем

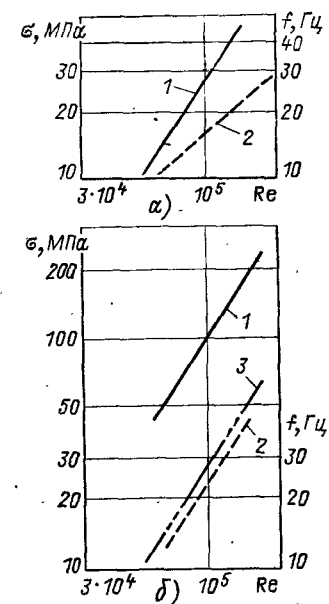


Рис. 11.9. Зависимость вибронпряжения σ и частоты вибраций f от пульсаций давления при различных Re потока для развитого турбулентного течения в канале (а) и для течения с дискретным вихревым шнуром (б): 1 — вибронпряжения; 2 — частота колебаний стержня; 3 — амплитуда пульсаций давления

потока в трубе возник вихревой шнур с поступательно-вращательным движением вокруг своей оси и вокруг стержня (рис. 11.8, в). Такое винтообразное движение даже при малых числах Рейнольдса ($Re=1,3 \cdot 10^4$) создало пульсацию давления в потоке и вибрацию стержня (рис. 11.8, г). С увеличением скорости до 6,5 м/с

($Re=1,4 \cdot 10^5$) интенсивность пульсации давления и вибрация стержня возрастают.

Так, при отсутствии в потоке вихревого шнура с увеличением Re вибронатяжение возрастает от 10,0 до 50,0 МПа (рис. 11.9, а, кривая 1), при этом частота вибронатяжения f возрастает от 10 до 20 Гц (рис. 11.9, а, кривая 2). Амплитуда и частота пульсации давления потока в этих условиях были незначительны и не превышали значений, присущих развитому равномерному турбулентному течению в трубах. При возникновении в потоке вихревого шнура (см. рис. 11.8, в) амплитуда вибронатяжения при тех же Re увеличилась от 50,0 до 200,0 МПа (рис. 11.9, б, кривая 1), при этом увеличилась и частота от 10 до 40 Гц (рис. 11.9, б, кривая 2). Визуальные наблюдения и фотографирование показали интенсивную вибрацию стержня (рис. 11.8, г). Приведенные данные показывают важность тщательной проработки конструкции входных устройств.

11.4. ВЛИЯНИЕ УГЛА ПОВОРОТА НА РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПО ПАРАЛЛЕЛЬНЫМ КАНАЛАМ

Распределению расхода теплоносителя по параллельным трактам обычно предшествует поворот потока перед входом его в раздаточный коллектор. Экспериментальные исследования показывают, что от угла поворота, которым определяется средняя скорость и турбулентная структура течения в распределительном коллекторе, в значительной степени зависит равномерность расхода теплоносителя по параллельным трактам. Например, в прямой трубе (рис. 11.10, а) имеет место развитое турбулентное течение. При повороте потока на угол 30° (рис. 11.10, б) в области поворота образовались дискретные вихри, которые несколько стеснили живое сечение, вследствие чего на повороте образовалось неравномерное распределение скоростей в поперечном сечении. Поворот на 90° (рис. 11.10, в) привел к тому, что внешняя угловая застойная зона стеснила проходное сечение почти вдвое. При обтекании внутреннего угла образовались мощные дискретные вихри, которые стеснили проходное сечение потока за поворотом. Дальнейшее увеличение угла поворота (рис. 11.10, г) ухудшает гидродинамическую структуру потока теплоносителя. Увеличение скорости потока в области поворота потока и взаимодействие с дискретными вихрями вызывает интенсивные пульсации давлений и вибрацию трубы.

При резком повороте потока на 90° (рис. 11.11, а) возникли мощные дискретные вихри, которые как бы «заперли» вход теплоносителя в первый канал. Расход теплоносителя в нем оказался на 45 % меньше, чем во втором канале, несмотря на идентичность их конструкции. С точки зрения гидравлики уменьшение расхода в первом канале объясняется падением статического давления за

резким поворотом в связи с увеличением средней скорости и отрывом потока в области внутреннего угла.

Плавное профилирование угла поворота и установка направляющих лопаток позволяют ликвидировать крупные зоны отрыва потока, возникновения дискретных вихрей, улучшить условия входа теплоносителя в первый канал (рис. 11.11, б). Удаление первого канала на некоторое расстояние от узла поворота и более плавное профилирование узла, обеспечивающее меньшие углы диффузорности каналов (рис. 11.11, в), привело к различию расходов теплоносителя в каналах не более 5 %.

Таким образом, сложная гидродинамическая структура, сформировавшаяся на повороте под углом 90° , и близкое расположение к повороту первого канала приводят к неравномерному распределению расходов по каналам, а следовательно, ухудшают условия теплообмена в активной зоне.

Пример неудачной конструкции раздаточного коллектора приведен на рис. 11.12, а. После поворота потока на 180° сформировались устойчивые дискретные вихри, резко уменьшилось статическое давление на входе в раздаточный коллектор. В результате в крайнем ряду каналов, расположенных по наибольшему радиусу, теплоноситель не поступал в каналы, а, наоборот, подсасывался из сборного в раздаточный коллектор. Критерий Eu' в области периферийных каналов увеличился до 0,4 против 0,06—0,1 в остальной части раздаточного коллектора. Очевидно, что рассмотренная конструкция коллектора не обеспечивает нормального охлаждения каналов активной зоны.

В результате исследований структуры потока было найдено более рациональное конструктивное решение (рис. 11.12, б), когда поток теплоносителя равномерно распределяется по радиусу раздаточного коллектора и каналам. Измерения статического и пуль-

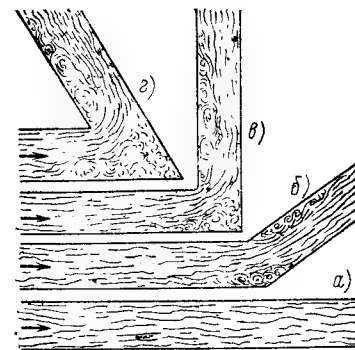


Рис. 11.10. Влияние резкого поворота потока на гидродинамическую картину течения при повороте потока на 0° (а), 30° (б), 90° (в), 120° (г)

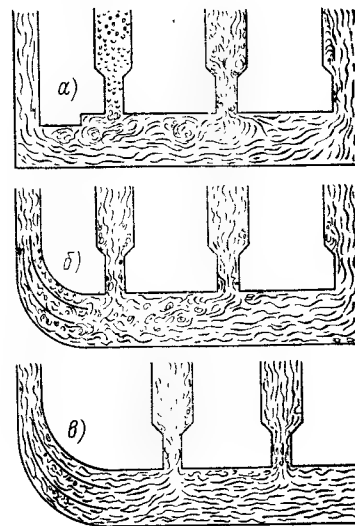


Рис. 11.11. Гидродинамическая структура течения в узле поворота, распределительном коллекторе и параллельных трактах при различных конструкциях: а — резкий поворот; б, в — гидравлически профилированный поворот

сационного динамического давления в коллекторе последней конструкции показали их равномерность и низкий уровень пульсаций давления. Улучшилась структура потока в каналах активной зоны. По высоте активной зоны распределение скорости (расхода) теплоносителя имеет равномерный характер, что обеспечивает равномер-

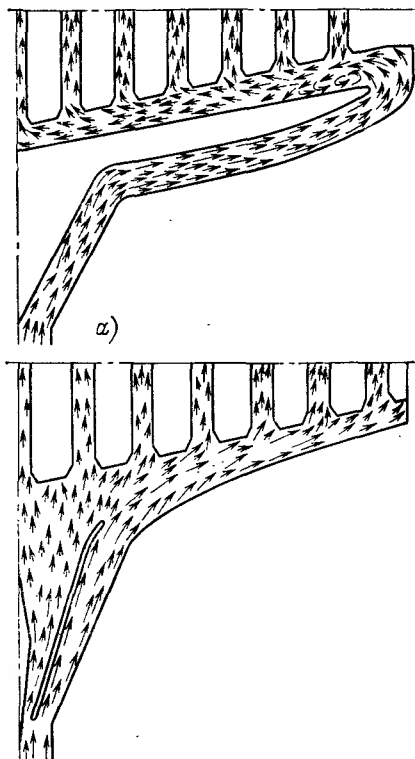


Рис. 11.12. Картина течения потока в раздаточном коллекторе и каналах:

a — на входе в коллектор поток поворачивает на 180° ; *б* — плавное профилирование входа в коллектор

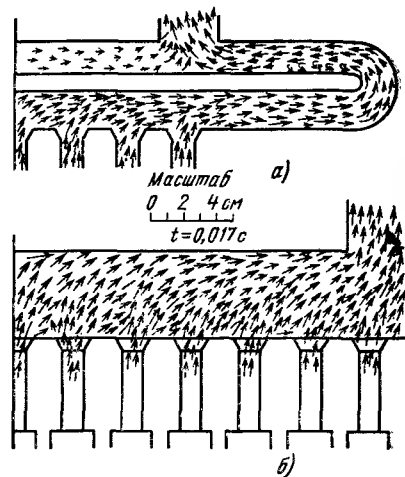


Рис. 11.13. Скоростное поле потока в выходном устройстве при повороте потока на 180° (*a*) и на 90° (*б*)

ный съем тепла с твэлов. На рис. 11.13 показано распределение скоростей потока в выходном устройстве. Видно, что при конструкции рис. 11.13, *б* из всех каналов активной зоны теплоноситель выходит равномерно в сборный коллектор, в котором перемешивается и уходит в отводящий патрубок. Конструкция рис. 11.13, *a* менее удачна в силу больших скоростей теплоносителя в сборном коллекторе, приводящих к большей неравномерности статического давления по радиусу и большому гидравлическому сопротивлению.

11.5. ВХОД ПОТОКА В ТВС

Гидродинамическая структура теплоносителя при разных условиях входа в ТВС показана на рис. 11.14. Поток поступает из канала меньшего диаметра в канал с большим диаметром, в который установлены твэлы. При ступенчатом расширении потока возника-

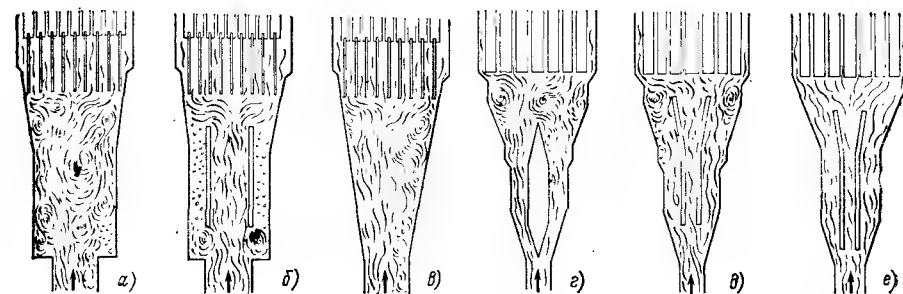


Рис. 11.14. Картина течения на входе в ТВС:

a — ступенчатое расширение потока; *б* — внезапное расширение при наличии цилиндрической вставки; *в* — конический диффузор с отрывом потока; *г* — установка обтекаемого тела; *д*, *е* — ступенчатый диффузор с направляющими устройствами

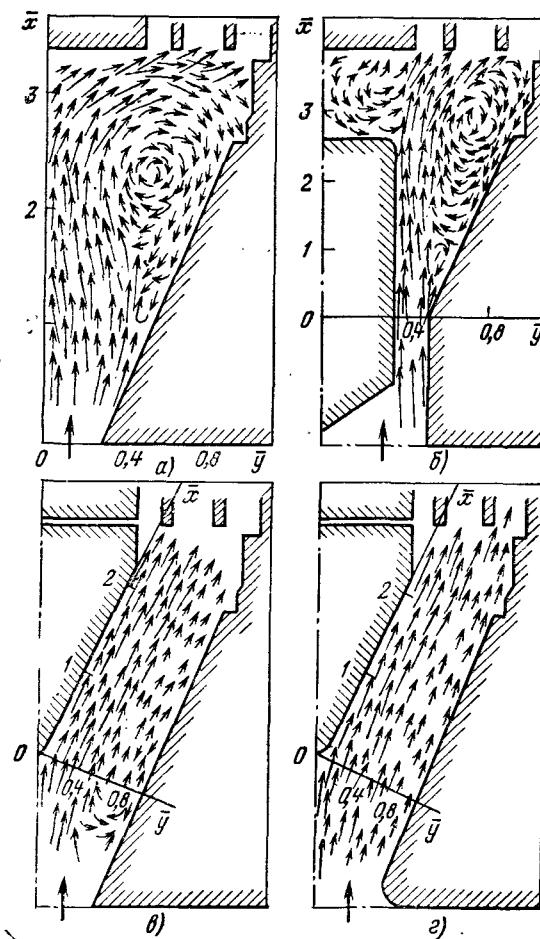


Рис. 11.15. Влияние конструкции входа в кольцевую ТВС на распределение расхода теплоносителя по ее сечению:

a — диффузорный вход; *б* — диффузорный вход с цилиндрическим обтекатель; *в* — вход с конической вставкой; *г* — вход с конической вставкой и скругленной кромкой на периферийном диффузоре

ют зоны отрыва, крупные дискретные вихри (рис. 11.14, а), которые приводят к неравномерному распределению теплоносителя по сечению ТВС. Установка цилиндра (рис. 11.14, б), замена внезапного расширения плавным диффузором с углом раскрытия 20° (рис. 11.14, в), установка обтекаемого тела (рис. 11.14, г) в диффузоре не улучшили условий входа. Лишь переход к двойному диффузору с направляющим устройством (рис. 11.14, е) позволил ликвидировать вихревые возмущения, уменьшить гидравлическое сопротивление, выравнять поток и обеспечить равномерное распределение скоростей (расходов) теплоносителя в ТВС.

Не менее сложной оказалась структура потока теплоносителя при его входе в кольцевую сборку (рис. 11.15, а). В этом варианте входного устройства сформировалась устойчивая осевая струя, которая сначала ударяется о центральный стержень, а затем растекается по радиусу. Подойдя к каналам, этот поток еще раз поворачивается на 90° , образуя вихревое течение.

Установка на входе в сборку обтекателя цилиндрической формы, отесняющего поток на периферию (рис. 11.15, б), несколько улучшила условия входа в каналы. Однако вихревые зоны сохранились из-за большой диффузорности тракта и неравномерность расхода по сечению кольцевой сборки осталась большой.

Для того чтобы выравнять поток, цилиндрическая вставка была заменена скругленной конической (рис. 11.15, в). Эта конструкция устранила вихревое течение перед ТВС, но на внешней стенке диффузорной части еще остались небольшие вихревые возмущения, вызванные острым углом входной кромки. Если скруглить входную кромку (рис. 11.15, г), то вихревые образования исчезают и у внешней стенки, поток теплоносителя перед входом в ТВС имеет равномерное поле скорости. Турбулентные характеристики потока при последней конструкции входа соответствуют развитому турбулентному течению.

11.6. ГИДРОДИНАМИЧЕСКАЯ СТРУКТУРА ПОТОКА В КОЛЬЦЕВОЙ ПОЛОСТИ С ЭКРАНОМ

На рис. 11.16 показана схема конструкции подвода и отвода теплоносителя в кольцевой канал с экраном, подобная используемой в корпусных реакторах. Из гидродинамической картины течения в кольцевом зазоре видно, что на границе потоков, поступающих из патрубков в кольцевую полость, формируются мощные дискретные вихревые шнуры (рис. 11.17, а) с поступательно-вращательным движением вокруг вертикальной оси. Эти вихри сохраняют свою форму и структуру до самого экрана. Радиальный разрез картины течения вдоль оси патрубка приведен на рис. 11.18. Струя, выходящая из патрубка, индуцирует вихревые течения у внешней стенки корпуса и у крышки модели.

Результаты измерения усредненной скорости в кольцевом зазоре (рис. 11.19) показывают сложный характер течения: наличие

обратных токов ($w/u_0 < 0$) вблизи патрубка. С увеличением расстояния от входа распределение скоростей становится равномерным.

Распределение по периметру кольцевой полости усредненного статического давления приведено на рис. 11.20, а в виде зависимо-

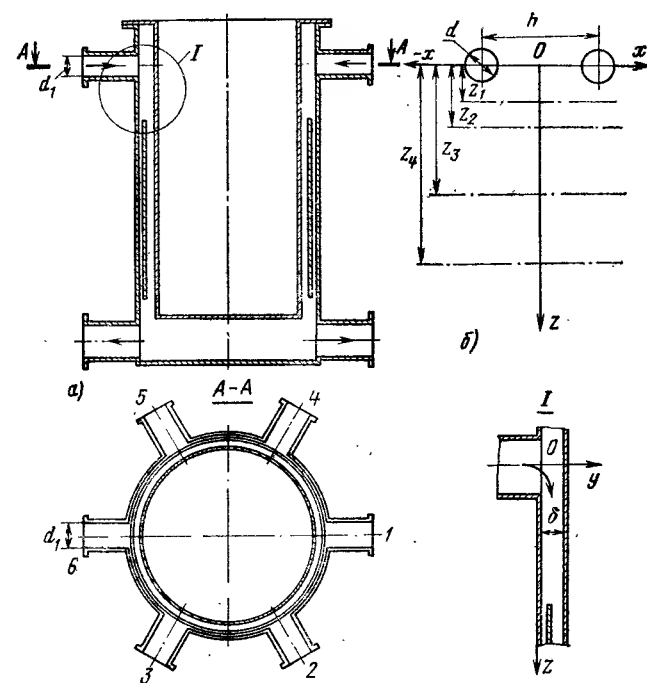


Рис. 11.16. Подвод и отвод теплоносителя в кольцевой канал с экраном: а — продольный и поперечный разрезы; б — развертка кольцевого канала и система координат

сти $Eu(\bar{x})$, где $Eu = 2g\Delta H/U_0^2$, ΔH — перепад давления между измеряемой точкой и точкой, находящейся под патрубком ($\bar{z} = 2z/d = 1,9$ и $\bar{x} = 4x/h = -2$), имеющей самое низкое давление. Видно, что при $\bar{z} = 0$ давление возрастает от $Eu = 0,4$ до $Eu = 0,8$ ($\bar{x} = 0$, кривая 1) и далее под патрубками уменьшается до 0,4. На отметке $\bar{z} = 1,3$ и $\bar{x} = 0$ $Eu \approx 0,4$ (кривая 2), а под патрубками ($\bar{x} = -2$ и $\bar{x} = 2$) снижается до $Eu \approx 0,1$. С удалением от входа ($\bar{z} = 2,3$, кривая 3) оно выравнивается и далее ($\bar{z} = 4,7$, кривая 4) не меняется: $Eu = 0,2$.

Неравномерно распределяется по периметру и пульсация динамического давления, представленная на рис. 11.20, б и в в виде зависимостей $Eu'(\bar{x})$, $Sh(\bar{x})$, где $Sh = [d_1/u_0]$, d_1 — диаметр входного патрубка. Видно, что при $\bar{z} = 0$ и $\bar{x} = -1$ критерий Эйлера для амплитуды пульсации давления имеет максимальное значение в зоне соударения струй: $Eu' \approx 1,7 \div 1,8$, а минимальное при $\bar{x} = 0,5$ (кривая 1), т. е. в точке, где критерий Эйлера для статического дав-

ления имеет максимальное значение ($Eu \approx 0,8$). На отметке $\bar{z}=1,3$ это изменение сглаживается (кривая 2), а с удалением от входа (кривые 3 и 4) пульсации давления уменьшаются.

Что касается частоты пульсации давления, то прослеживаются как пульсации с низкими частотами — порядка 10—20 Гц, так и с более высокими — 70—80 Гц. Наибольшее значение критерия Струхала достигается при $\bar{z}=0$ и $\bar{z}=1,3$: $Sh \approx 1 \div 1,5$ ($f=60 \div 70$ Гц) (рис. 11.20, в, кривые 1 и 2). С удалением от входа потока частота уменьшается до $f \approx 40 \div 50$ Гц ($Sh \approx 0,6 \div 0,65$, кривые 3 и 4).

Изложенные результаты исследования структуры в кольцевой полости показали, что гидродинамические характеристики течения (числа Eu , Eu') по периметру и по высоте кольцевой полост-

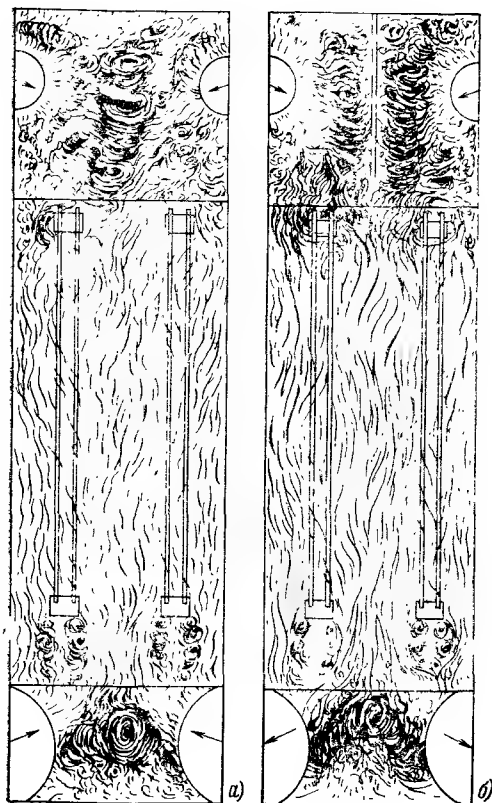


Рис. 11.17. Картина течения потока в кольцевом канале (представлена развертка кольцевого канала между соседними патрубками) без установки разделительной пластины (а) и при ее установке (б)

ти изменяются весьма неравномерно. Эта неравномерность может вызвать вибрацию элементов, установленных в кольцевой полости (детекторы контроля, образцов-свидетелей материалов и др.).

Для выявления связи между пульсацией давления и вибрацией между патрубками подвода теплоносителя к крышке модели была жестко закреплена (одним концом) плексигласовая пластина размером $2 \times 14 \times 180$ мм; другой ее конец оставался свободным. На рис. 11.21 приведена зависимость $\bar{A}(Re)$, где $\bar{A}=A/A_{\max}$ — относительное значение амплитуды вибрации пластины. Видно, что амплитуда вибрации возрастает с увеличением числа Re потока в подводящем патрубке. Основные составляющие спектра частот пульсации давления изменяются в диапазоне $f_p=8-10$; $20-25$; $75-125$; $130-160$ Гц, а составляющие спектра вибрации пластины $f_b=2-4$; $8-10$; $75-120$; $140-160$ Гц. При этом максимальным амплитудам пульсации давления соответствуют частоты 8—10 и

75—125 Гц, максимальные амплитуды вибрации пластины соответствуют частотам 4—10 Гц. Поскольку пластина имеет собственную частоту 84 Гц, то можно заключить, что она вибрирует с частотой, определяемой частотой пульсации гидродинамического давления.

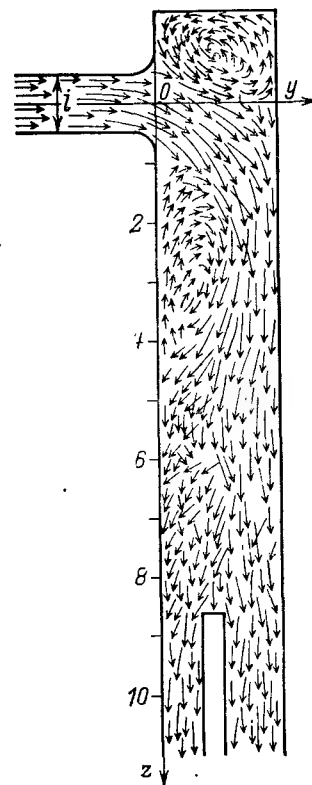


Рис. 11.18. Распределение скоростей потока, истекающего из патрубка в щелевой зазор

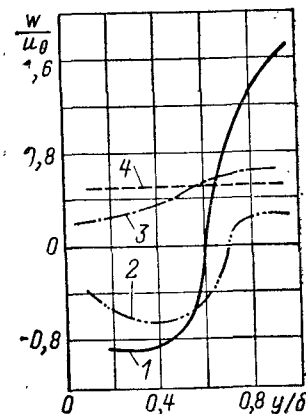


Рис. 11.19. Изменение осевой скорости потока в кольцевом зазоре при числе Рейнольдса течения в патрубке $Re=1,5 \times 10^5$:

1 — $\bar{z}=0$, $\bar{x}=-1,2$; 2 — $\bar{z}=1,2$, $\bar{x}=-0,2$; 3 — $\bar{z}=2$, $\bar{x}=-2$; 4 — $\bar{z}=7$, $\bar{x}=-2$

Сложные вихревые формы движения теплоносителя, вызвавшие интенсивное пульсационное давление и вибрацию элементов конструкции, можно устранить с помощью небольших пластин, приваренных к стенке кольцевой полости.

На рис. 11.22 приведены зависимости $Eu(\bar{x})$, $Eu'(\bar{x})$, $Sh(\bar{x})$ при установке в потоке струенаправляющих пластин. Сравнивая данные рис. 11.20 и 11.22 можно видеть, что усредненное давление при установке пластин мало изменилось. Амплитуда пульсации давления, наоборот, существенно уменьшилась. Так, при $\bar{z}=0$ число Eu' уменьшилось более чем в три раза (кривая 1), при $\bar{z}=1,3$ (кривая 2) в два с половиной раза, при $\bar{z}=2,3$ (кривая 3) в два

паза. Частота пульсаций давления в обоих случаях сравнительно равномерно распределяется по сечению. На отметке $\bar{z}=0$ $Sh=0,8 \div 1$ ($f \approx 60 \div 70$ Гц), с удалением от входа он уменьшается: $Sh \approx 0,65 \div 0,7$ ($f \approx 45 \div 60$ Гц). Таким образом, изменение средне-

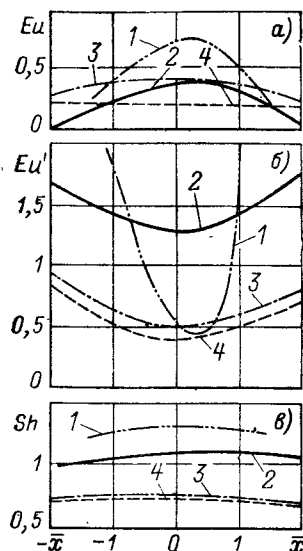


Рис. 11.20. Изменение усредненного и пульсационного чисел Эйлера (Eu , Eu') и числа Струхала (Sh) в кольцевом канале при $Re=1,5 \cdot 10^5$: 1 — $\bar{z}=0$; 2 — $\bar{z}=1,3$; 3 — $\bar{z}=2,3$; 4 — $\bar{z}=4,7$

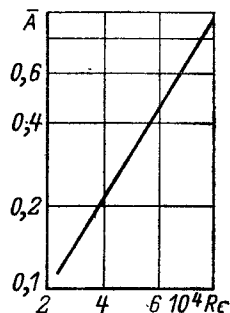


Рис. 11.21. Зависимость относительной амплитуды вибрации пластины от числа Re потока

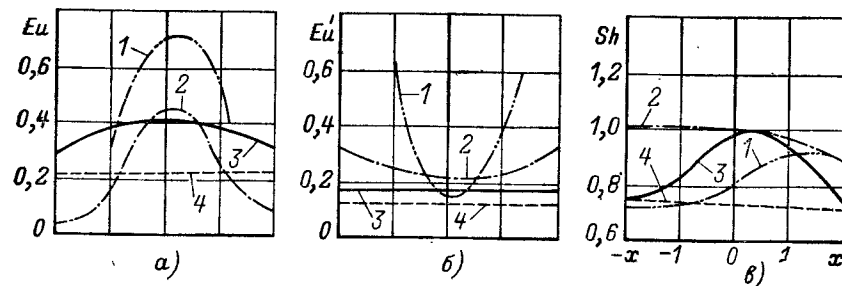


Рис. 11.22. Изменение усредненного и пульсационного чисел Эйлера (Eu , Eu') и числа Струхала в кольцевом канале с направляющими пластинами при $Re=1,5 \cdot 10^5$:

1 — $\bar{z}=0$; 2 — $\bar{z}=1,3$; 3 — $\bar{z}=2,3$; 4 — $\bar{z}=4,7$

го давления практически не дает информации о работе выравнивающего потока пластин.

Вихревые шнуры, взаимодействуя с пластинами, разрушаются на более мелкие вихревые возмущения, которые уже не обладают столь большой энергией. На сравнительно коротком расстоянии от пластин они распадаются и не доходят до экрана тепловой защи-

ты. Перед экраном формируется достаточно равномерный турбулентный поток, который уже не в состоянии вызвать интенсивное пульсационное давление в кольцевой полости и, как следствие, вибрацию экрана и элементов, установленных в кольцевом зазоре.

Создание особо напряженных активных зон, связанное с разработкой экономичных реакторов, а также повышение надежности ядерных установок потребовало проведения интенсивных теоретических и экспериментальных работ по изучению структуры потока теплоносителя. Впервые эти работы широко были развернуты докт. техн. наук М. С. Фомичевым, разработавшим методики управления вихревыми структурами теплоносителя и решившим ряд практических задач.

Глава 12

ТЕПЛОВЫЕ И ГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ

12.1. ЗАДАЧИ ТЕПЛОВОГО И ГИДРАВЛИЧЕСКОГО РАСЧЕТОВ

Тепловые и гидравлические (теплогидравлические) расчеты — важная часть процессов разработки и обоснования конструкции реактора. Без их выполнения невозможны как предварительные поисковые проработки схемы охлаждения и конструкции реактора, так и выбор их оптимального варианта. Теплогидравлический расчет проводится на основе законов сохранения энергии, массы, количества движения, соотношений теплофизики и гидродинамики реактора, основных размеров трактов охлаждения, элементов конструкции, удовлетворяющих исходным данным и ограничивающим условиям, теплотехнических параметров реактора с выбранной конструкцией элементов и системы отвода тепла.

Можно выделить два вида теплогидравлических расчетов. Первый проводится в период поиска и выбора основных конструктивных решений. На этом этапе известны тепловая мощность реактора, распределение плотности энерговыделения, объемные доли теплоносителя и материалов, параметры теплоносителя, сформулированные с учетом требований, предъявляемых к проектируемому реактору, и полученные в результате нейтронно-физического расчета. Исходя из указанных данных, в процессе поискового теплогидравлического расчета выбирается схема движения теплоносителя, конструкция и размеры активной зоны и других элементов реактора как теплообменных устройств, определяются и при необходимости уточняются параметры теплоносителя, характерные температуры конструкции, конструкционные материалы и топливные композиции. Законы сохранения, закономерности теплофизики и гидродинамики используются в этом расчете в виде простых одномерных соотношений; ограничивающими условиями, определяю-

щими выбор варианта системы охлаждения, являются температура поверхности оболочки твэла, контактирующей с топливом или теплоносителем, плотность теплового потока, выбранная по условиям кризиса теплообмена, предельное паросодержание кипящего теплоносителя, градиенты температуры в конструкции, гидравлическое сопротивление активной зоны и др. Выбор конструкции твэлов и других элементов реактора определяется техническим заданием, накопленным опытом проектирования, изготовления и эксплуатации. Расчеты первого вида могут быть названы поисковыми.

По мере разработки конструкции на стадиях технического предложения, эскизного и технического проектов, рабочей и эксплуатационной документации теплогидравлические расчеты выполняются все более детально, с учетом выбранных конструктивных решений, как проверочные. Это второй наиболее часто встречающийся в практике конструирования вид теплогидравлических расчетов.

Исходными данными для проверочного теплогидравлического расчета являются:

тепловая мощность реактора N_T , расход теплоносителя через реактор G_R (может определяться в процессе расчета, исходя из гидравлических характеристик насосов и тракта первого контура), давление, температура или энтальпия теплоносителя на входе в активную зону;

сведения о конструкции активной зоны, картограмма расположения каналов, пространственное распределение тепловыделения в объеме реактора $\Phi(r, \varphi, z, t)$ для различных периодов кампании;

геометрические характеристики трактов теплоносителя, гидравлические характеристики циркуляторов, если расход через реактор вычисляется;

теплофизические и термодинамические свойства материалов реактора и их изменение за кампанию реактора.

В процессе проверочного расчета определяются тепловая мощность отдельных каналов и твэлов, распределение расхода теплоносителя через отдельные каналы в соответствии с выбранным принципом оптимизации расхода, параметры теплоносителя, температура твэлов и других элементов конструкции. Правильность выбора конструкции, ее размеров, параметров теплоносителя и материалов обеспечивают теплотехническую надежность реактора (см. гл. 15). Если она не удовлетворительна, вносятся соответствующие коррективы в конструкцию и теплогидравлический расчет повторяется с новыми исходными данными.

На всех стадиях конструирования теплогидравлические расчеты тесно переплетаются с нейтронно-физическими. Из физического расчета получают распределение по объему реактора плотности энергосвечения, исходное для теплогидравлического расчета. В свою очередь параметры теплоносителя и распределение температур являются исходными данными для выбора физических характеристик зоны, необходимых для проведения нейтронно-физического расчета. Это вызывает необходимость по мере уточнения параметров и конструкции реактора несколько раз проводить нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты.

Теплогидравлические расчеты проводятся как для номинального режима работы реактора, так и для работы на частичных нагрузках, а также для переходных процессов — пуска, остановки, изменения мощности и т. д. Расчеты выполняются также для аварийных условий, связанных с внезапным прекращением работы реактора, включением систем аварийного охлаждения, отводом остаточного тепловыделения при длительном расхолаживании.

Для увеличения КПД, роста экономичности ядерных установок необходимо повышать параметры теплоносителя и энергонапряженность активной зоны реактора, что в свою очередь требует большей точности определения теплотехнических параметров, постоянного совершенствования методик теплогидравлического

расчета. Автоматизация процесса проектирования приводит к созданию сложных программ — комплексов, объединяющих теплогидравлические, нейтронно-физические и прочностные расчеты. Основные методики современных теплогидравлических расчетов можно проиллюстрировать на примере одномерного описания потока теплоносителя в сборке, канале или ячейке, при котором рассматривается изменение его усредненных в сечении параметров вдоль тракта охлаждения. Именно последний подход, наиболее распространенный в практике конструирования, используется в излагаемых ниже методиках теплогидравлического расчета.

12.2. МЕТОДИКА ПОИСКОВОГО ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО РАСЧЕТА

12.2.1. Исходные данные

Исходные данные для разработки системы охлаждения реактора: тепловая мощность N_T , средняя плотность тепловыделения $\langle q_V \rangle$, распределение тепловыделения по объему K_r, K_z , уплотнение активной зоны $l/2R$; вид теплоносителя, давление теплоносителя p , энтальпия теплоносителя на входе $I_{вх}$ и выходе $I_{вых}$ из реактора, объемная доля теплоносителя.

Рассмотрим реактор цилиндрической формы (рис. 12.1) с известным распределением объемной плотности тепловыделения q_V . Объемная плотность тепловыделения, в общем случае переменная по объему реактора (в направлении координат r, z, φ), изменяется в процессе кампании. Пренебрегая зависимостью плотности тепловыделения от φ и t , считаем $q_V = q_V(r, z)$. Для различных моментов времени выполним самостоятельный расчет распределения температур.

Введем среднюю по оси объемную плотность тепловыделения (на данном радиусе r)

$$\bar{q}_V(r) = \frac{1}{l} \int_0^l q_V(r, z) dz \quad (12.1)$$

и среднюю по объему реактора плотность тепловыделения

$$\langle q \rangle = \frac{1}{F} \int_F \bar{q}_V(r) dF, \quad (12.2)$$

где l — высота активной зоны; F — площадь поперечного сечения, перпендикулярного координате z .

Отношение

$$K_z = q_V(r, z) / \bar{q}_V(r), \quad (12.3)$$

называется коэффициентом неравномерности распределения тепловыделения по оси, а отношение

$$K_r = \bar{q}_V(r) / \langle q \rangle \quad (12.4)$$

— коэффициентом неравномерности распределения тепловыделения по радиусу.

С учетом выражений (12.3) и (12.4)

$$q_V(r, z) = K_r K_z \langle q_V \rangle. \quad (12.5)$$

Предположим, что распределение плотности тепловыделения по радиусу и высоте зоны идентично и соответствует «закону синуса» с учетом эффективных добавок отражателя. Для системы координат, показанной на рис. 12.1,

$$K_r = K_{r \max} \sin \left(\frac{\pi}{2} \frac{1 - \bar{r} + \varepsilon_r}{1 + \varepsilon_r} \right); \quad (12.6)$$

$$K_z = K_{z \max} \sin \left(\pi \frac{\bar{z} + \varepsilon_z/2}{1 + \varepsilon_z} \right). \quad (12.7)$$

где $\bar{r} = r/R$; $\bar{z} = z/l$; $\varepsilon_r = \Delta R/R$; $\varepsilon_z = \Delta z/l$; ΔR , Δz — эффективные добавки отражателя в радиальном и осевом направлениях. С учетом

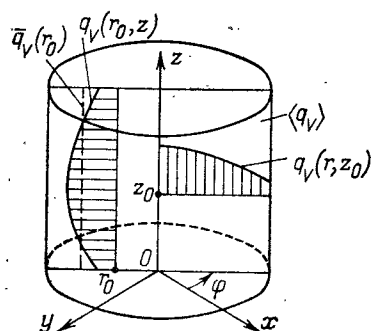


Рис. 12.1. К формулировке исходных данных:

$q_V(r, z_0)$; $q_V(r_0, z)$ — распределение плотности тепловыделения по радиусу при $z = z_0$ и высоте при $r = r_0$; $\langle q_V \rangle$ — средняя в объеме реактора плотность тепловыделения; $\bar{q}_V(r_0)$ — средняя по высоте реактора плотность тепловыделения на радиусе r_0 ; $q_V(r_0, z) = k_z \bar{q}_V(r_0)$; $\bar{q}_V(r_0) = K_{r0} \langle q_V \rangle$; $q_V(r, z_0) = K_r K_z \langle q_V \rangle$

последних выражений плотность тепловыделения (12.5) можно записать в виде

$$q_V(r, z) = q_{V \max} \sin \left(\frac{\pi}{2} \frac{1 - \bar{r} + \varepsilon_r}{1 + \varepsilon_r} \right) \sin \left(\pi \frac{\bar{z} + \varepsilon_z/2}{1 + \varepsilon_z} \right), \quad (12.8)$$

где

$$q_{V \max} = K_{r \max} K_{z \max} \langle q_V \rangle. \quad (12.9)$$

Пусть, например, распределение плотности тепловыделения задано в виде

$$q_V(r, z) = \alpha(r) \sin [\pi (z + \Delta z) / (l + 2\Delta z)].$$

Определим коэффициент неравномерности $K_z(r)$. Рассчитаем среднюю на радиусе r плотность тепловыделения

$$\begin{aligned} \bar{q}_V(r) &= \frac{1}{l} \int_0^l \alpha(r) \sin \frac{\pi (z + \Delta z)}{l + 2\Delta z} dz = \frac{\alpha(r) l (1 + \varepsilon_z)}{\pi l} \times \\ &\times \int_{\pi \Delta z / (l + 2\Delta z)}^{\pi (l + \Delta z) / (l + 2\Delta z)} \sin x dx = \frac{\alpha(r) (1 + \varepsilon_z)}{\pi/2} \sin \frac{\pi/2}{1 + \varepsilon_z}. \end{aligned}$$

Следовательно, согласно (12.3)

$$K_z(r) = K_{z \max} \sin \frac{\pi (z + \Delta z)}{l + 2\Delta z}; \quad K_{z \max} = \frac{\pi/2}{1 + \varepsilon_z} / \sin \frac{\pi/2}{1 + \varepsilon_z}. \quad (12.10)$$

Выполняя интегрирование полученного значения $\bar{q}_V(r)$ по площади поперечного сечения активной зоны согласно (12.2), можно определить величину $K_{r \max}$:

$$K_{r \max} = \frac{\pi^2}{8(1 + \varepsilon_r)^2} \left[\cos \frac{\pi}{2(1 + \varepsilon_r)} + \frac{\pi}{2(1 + \varepsilon_r)} \sin \frac{\pi}{2(1 + \varepsilon_r)} - 1 \right]^{-1}. \quad (12.11)$$

Величины $K_{z \max}$ и $K_{r \max}$ для различных ε_i приведены на рис. 12.2. Из физического смысла величины K_z ясно, что $K_{z \max}$ есть отношение максимального тепловыделения вдоль оси z к среднему. Величина $K_{r \max}$ характеризует отношение тепловой мощности на наиболее напряженном радиусе к средней.

Обозначим долю поперечного сечения теплоносителя в полном поперечном сечении элемента конструкции $\psi_{ж}$. Она называется пористостью элемента конструкции по теплоносителю. Если величина $\psi_{ж}$ постоянна по высоте элемента, то она совпадает с объемной долей теплоносителя. Величины пористости для типичных геометрий приведены в табл. 12.1.

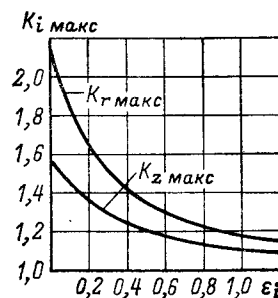


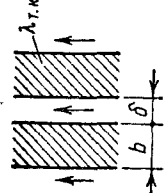
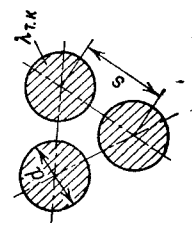
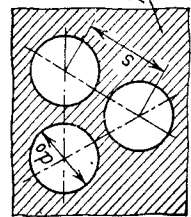
Рис. 12.2. Зависимости максимальных значений коэффициентов неравномерности тепловыделения $K_{z \max}$ и $K_{r \max}$ от эффективных добавок отражателя

12.2.2. Выбор схемы движения теплоносителя

Первый этап поискового теплогидравлического расчета — выбор схемы движения теплоносителя в реакторе. При этом необходимо предусмотреть охлаждение всех узлов конструкции, активной зоны, отражателя, корпуса и т. д. На рис. 12.3 приведена возможная схема движения теплоносителя. Расход теплоносителя распределяется на k потоков, расходы в которых равны $G_1, G_2, \dots, G_k$. Каждый поток используется для охлаждения нескольких узлов, например поток k охлаждает узлы $k_1 - k_k$. Тепловая мощность каждого из узлов охлаждения $N_{11}, N_{12}, \dots, N_{k3}, N_{k4}, N_{a3}$ известна: она рассчитывается по заданному распределению плотности тепловыделения. Справедливы следующие равенства:

$$G_1 + G_2 + \dots + G_k = G_p; \quad (12.12)$$

$$N_{11} + N_{12} + \dots + N_{k4} + N_{a3} = N_T. \quad (12.13)$$

Геометрия тракта охлаждения	Пористость $\psi_{ж}$	Гидравлический диаметр d_r	Обобщенный диаметр элемента d_k	Максимальная разность температур в конструкции $(T_k)_{\max} - T_c$	Коэффициент $\Phi_{\max}$																
	$\frac{1}{1 + b/\delta}$	2δ	$2b$	$\frac{q_v b^2}{8\lambda_{т,к} (1 - \psi_{ж})}$	$\frac{1}{32}$																
	$1 - \frac{\pi\sqrt{3}}{6} \times \left(\frac{d}{s}\right)^2$	$d \frac{\psi_{ж}}{1 - \psi_{ж}}$	d	$\frac{q_v d^2}{16\lambda_{т,к} (1 - \psi_{ж})}$	$\frac{1}{16}$																
	$\frac{\pi}{2\sqrt{3}} \left(\frac{d_0}{s}\right)^2$	d_0	$d_0 \frac{1 - \psi_{ж}}{\psi_{ж}}$	$\frac{q_v d_k^2}{\lambda_{т,к} (1 - \psi_{ж})} \Phi_{\max}$	<table><tr><td>$\psi_{ж}$</td><td>0,05</td><td>0,10</td><td>0,20</td></tr><tr><td>$\Phi_{\max} \cdot 10^3$</td><td>0,72</td><td>1,16</td><td>1,82</td></tr><tr><td>$\psi_{ж}$</td><td>0,30</td><td>0,50</td><td>0,70</td></tr><tr><td>$\Phi_{\max} \cdot 10^3$</td><td>2,25</td><td>2,92</td><td>3,38</td></tr></table>	$\psi_{ж}$	0,05	0,10	0,20	$\Phi_{\max} \cdot 10^3$	0,72	1,16	1,82	$\psi_{ж}$	0,30	0,50	0,70	$\Phi_{\max} \cdot 10^3$	2,25	2,92	3,38
$\psi_{ж}$	0,05	0,10	0,20																		
$\Phi_{\max} \cdot 10^3$	0,72	1,16	1,82																		
$\psi_{ж}$	0,30	0,50	0,70																		
$\Phi_{\max} \cdot 10^3$	2,25	2,92	3,38																		

При выборе конструкции конкретных узлов, включаемых в потоки охлаждения, необходимо стремиться к исключению дополнительных патрубков, трубопроводов, через которые теплоноситель поступает от узла к узлу, применяя для этих целей элементы конструкции. Наиболее холодный теплоноситель целесообразно использовать для уменьшения температуры узлов, имеющих максимальные напряжения, — корпуса реактора, оболочек каналов.

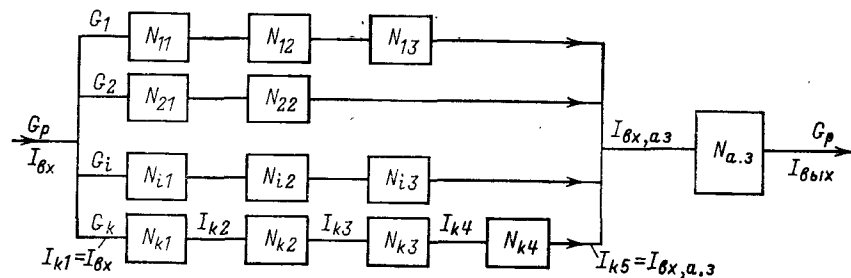


Рис. 12.3. Схема движения теплоносителя

Весь теплоноситель должен быть нагрет до заданной температуры на выходе из реактора. Для устранения излишнего перегрева конструкции необходимо направить все потоки охлаждения узлов реактора через активную зону.

Условие баланса тепла в активной зоне

$$N_{a,3} = G_p (I_{\text{вых}} - I_{\text{вх}, a,3}) \quad (12.14)$$

позволяет определить среднюю энтальпию теплоносителя на входе в активную зону $I_{\text{вх}, a,3}$. С другой стороны,

$$I_{\text{вх}, a,3} = (I_{\text{вых}1} G_1 + \dots + I_{\text{вых}k} G_k) G_p^{-1}, \quad (12.15)$$

где $I_{\text{вых}1}, \dots, I_{\text{вых}k}$ — энтальпии теплоносителя на выходе из потоков охлаждения $1 \dots k$. Значения энтальпии $I_{\text{вых}1}, \dots, I_{\text{вых}k}$ должны быть близкими, что облегчает решение задачи выравнивания энтальпии теплоносителя в сечении входа в активную зону. Если принять, что $I_{\text{вых}1} = I_{\text{вых}2} = \dots = I_{\text{вых}k} = I_{\text{вх}, a,3}$, то расход теплоносителя в каждом потоке охлаждения определяется из равенства

$$G_i = \sum_j N_{ij} / (I_{\text{вх}, a,3} - I_{\text{вх}}), \quad (12.16)$$

а энтальпии теплоносителя на выходе $I_{i,j+1}$ и входе $I_{i,j}$ в узел i , j — из условия баланса

$$I_{i,j+1} - I_{i,j} = N_{i,j} / G_i. \quad (12.17)$$

Система уравнений (12.12) — (12.17) позволяет определить расходы и энтальпии теплоносителя всех узлов охлаждения.

12.2.3. Расчет энтальпии теплоносителя, температуры поверхности и конструкции

Предположим, что оси трактов охлаждения направлены вдоль оси z . Обозначим $g(r) = \bar{\rho}(r, z) \bar{w}(r, z)$ среднюю плотность массового расхода теплоносителя в тракте (ячейке) охлаждения, расположенном на радиусе r ; $\bar{\rho}(r, z)$, $\bar{w}(r, z)$ — средние в сечении тракта плотность и скорость теплоносителя. В силу условия неразрывности в канале постоянного сечения без подвода теплоносителя через его боковые стенки средняя плотность массового расхода теплоносителя не зависит от продольной координаты.

Из теплового баланса тракта охлаждения

$$\int_0^z q_V(r, z) dz = \psi_{жg}(r) [\bar{T}(r, z) - I_{вх}], \quad (12.18)$$

где $\bar{T}(r, z)$ и $I_{вх}$ — среднемассовые энтальпии теплоносителя в сечении z и на входе в тракт охлаждения, получим

$$\bar{T}(r, z) = I_{вх} + \left(\int_0^z q_V(r, z) dz \right) / \psi_{жg}(r). \quad (12.19)$$

Учитывая (12.5), имеем

$$\bar{T}(z) = I_{вх} + \frac{K_r \langle q_V \rangle}{\psi_{жg}} \int_0^z K_z dz. \quad (12.20)$$

Аргумент r для краткости записи исключен в выражении (12.20) и далее, где это возможно без ущерба для понимания смысла выражения. Если в интеграле в (12.20) перейти к переменной $\bar{z} = z/l$, то

$$\bar{T}(z) = I_{вх} + \frac{K_r \langle q_V \rangle l}{\psi_{жg}} \int_0^{\bar{z}} K_z d\bar{z}. \quad (12.21)$$

В силу (12.1) $\int_0^1 K_z d\bar{z} = 1$. Для некипящего теплоносителя с постоянной теплоемкостью из (12.21) следует

$$\bar{T}(z) = T_{вх} + \frac{K_r \langle g_V \rangle l}{\psi_{жg c_p}} \int_0^{\bar{z}} K_z d\bar{z}, \quad (12.22)$$

откуда, обозначая $\bar{T}(z=l) = T_{вых}$, получаем

$$[\bar{T}(z) - T_{вх}] / (T_{вых} - T_{вх}) = \int_0^{\bar{z}} K_z d\bar{z}. \quad (12.23)$$

Из формул (12.21) и (12.22) видно, что подогрев теплоносителя в канале пропорционален объемной плотности тепловыделения и обратно пропорционален расходу теплоносителя.

Определим температуру поверхности тракта охлаждения. Пусть S_k — площадь живого сечения тракта, а Π_k — участвующий в теплообмене его периметр. Тогда средняя по периметру плотность теплового потока в сечении

$$\bar{q}_F = q_V S_k / \Pi_k \psi_{ж}, \quad (12.24)$$

так как $q_V S_k / \psi_{ж}$ — тепловыделение на единицу высоты канала, а Π_k — площадь поверхности теплообмена на единицу высоты канала. Средняя по периметру температура поверхности канала в сечении z , $\bar{T}_c(z)$ определяется из выражения

$$\bar{q}_F = \bar{\alpha} (\bar{T}_c - T), \quad (12.25)$$

где $\bar{\alpha}$ — средний по периметру канала коэффициент теплоотдачи. Таким образом, из (12.25), (12.24) и (12.5) получим

$$\bar{T}_c(z) - \bar{T}(z) = \langle q_V \rangle S_k K_r K_z / \Pi_k \psi_{ж} \bar{\alpha}. \quad (12.26)$$

Используя понятие гидравлического диаметра $d_r = 4S_k / \Pi_k$, разность средних температур поверхности канала и теплоносителя можно записать в виде

$$\bar{T}_c(z) - \bar{T}(z) = \langle q_V \rangle d_r K_r K_z / 4 \psi_{ж} \bar{\alpha}. \quad (12.27)$$

Выражение для плотности теплового потока (12.24) справедливо в предположении, что объемная плотность тепловыделения в теплоносителе пренебрежимо мала, т. е. все тепло поступает в теплоноситель через поверхность канала. Такое положение типично для большинства реакторов. В случае, если объемное тепловыделение в теплоносителе существенно (например, жидкостные системы регулирования), плотность теплового потока необходимо определить по формуле

$$\bar{q}_F = (1 - \kappa_{ж}) q_V S_k / \Pi_k \psi_{ж}, \quad (12.28)$$

где $\kappa_{ж}$ — доля тепла от общего тепловыделения в теплоносителе канала. При учете тепловыделения в теплоносителе формулы (12.18) — (12.23) для расчета изменения среднемассовой энтальпии и температуры потока остаются справедливыми.

Для трактов охлаждения, имеющих сложную форму поперечного сечения, максимальная температура поверхности может значительно превышать среднюю. Расчет максимальной температуры поверхности $T_{с макс}$ в рамках одномерного анализа возможен с использованием так называемого коэффициента перегрева

$$K_{\Delta T} = (T_{с макс} - \bar{T}_c) / (\bar{T}_c - \bar{T}), \quad (12.29)$$

который рассчитывается из решения сопряженной задачи теплообмена или определяется из эксперимента (см. гл. 10). Если коэффициент перегрева $K_{\Delta T}$ известен, то согласно (12.36) и (12.29)

$$T_{c \text{ макс}} - \bar{T} = \frac{\langle q_V \rangle d_r K_r K_z}{4\psi_{ж\alpha}} (1 + K_{\Delta T}). \quad (12.30)$$

Используя выражения (12.5) и (10.111), обобщенное решение уравнения теплопроводности (10.114) можно представить в виде

$$T_K - T_{c \text{ макс}} = \frac{\langle q_V \rangle K_r K_z (1 - \psi_{ж}) d_r^2}{\psi_{ж}^2 \lambda_K} \varphi. \quad (12.31)$$

Формулы (12.22), (12.30) и (12.31) позволяют следующим образом определить температуру конструкции:

$$T_K(z) - T_{вх} = \frac{K_r \langle q_V \rangle l}{c_p \psi_{жg}} \int_0^z K_z d\bar{z} + \frac{K_r K_z \langle q_V \rangle d_r}{4\psi_{ж\alpha}} (1 + K_{\Delta T}) + \frac{K_r K_z \langle q_V \rangle (1 - \psi_{ж}) d_r^2}{\psi_{ж}^2 \lambda_K} \varphi. \quad (12.32)$$

Для поверхности элемента, соприкасающейся с теплоносителем, функция $\varphi=0$; для точек с максимальной температурой в данном сечении $\varphi=\varphi_{\text{макс}}$.

Первый член справа в формуле (12.32) показывает, что среднемассовая температура теплоносителя непрерывно увеличивается вдоль канала ($K_z \geq 0$). В то же время температура на поверхности и максимальная температура конструкции ввиду их пропорциональности K_z могут меняться монотонно. Это может привести к появлению максимума температуры конструкции в некотором промежуточном сечении канала. Для определения положения сечения с максимальной температурой приравняем нулю производную по z от (12.32). Считая c_p , λ_K и α не зависящими от z и выполнив дифференцирование, получим уравнение, определяющее положение сечения с максимальной температурой:

$$\frac{1}{K_z} \frac{dK_z}{d\bar{z}} = - \frac{l}{c_p g d_r} \left(\frac{1 + K_{\Delta T}}{4\alpha} + \frac{(1 - \psi_{ж}) d_r \varphi}{\psi_{ж} \lambda_K} \right)^{-1}. \quad (12.33)$$

Правая часть (12.33) — отрицательная, поэтому максимум температуры всегда находится в области уменьшения величины K_z . Максимальные температуры поверхности ($\varphi=0$) и сердечника ($\varphi=\varphi_{\text{макс}}$) наблюдаются в различных сечениях.

Функция K_z обычно имеет один экстремум. В этом случае (12.33) имеет одно решение или не имеет решений в области значений $\bar{z} \in (0,1)$. В последнем случае максимальная температура конструкции наблюдается в выходном сечении канала.

12.3. ГИДРАВЛИЧЕСКОЕ ПРОФИЛИРОВАНИЕ

Проанализируем влияние неравномерности распределения тепловыделения по отдельным трактам охлаждения. Отношение приращения теплосодержания теплоносителя в трактах с различным тепловыделением и плотностью расхода теплоносителя равно [см. (12.21)]:

$$\frac{\Delta I_1}{\Delta I_2} = \frac{\bar{T}_{\text{вых}1} - I_{\text{вх}}}{\bar{T}_{\text{вых}2} - I_{\text{вх}}} = \frac{K_{r1} g_2}{K_{r2} g_1}. \quad (12.34)$$

Если $K_{r2}=K_{r \text{ макс}}$ и приращение ΔI_2 выбрано равным предельно допустимому, то при $g_1=g_2$ величина ΔI_1 будет меньше допустимой и среднемассовая энтальпия теплоносителя на выходе из реактора будет ниже возможной. Если уменьшить плотность расхода теплоносителя до $g_1=g_2 K_{r1}/K_{r2}$, то приращение теплосодержания теплоносителя во всех трактах охлаждения будет одинаковым и равным ΔI_2 . Однако температура поверхности конструкции и максимальная температура конструкции трактов с немаксимальным тепловыделением будут несколько меньше допустимых. Так, для трактов, в которых параметры K_r и g отличаются на 20%, охлаждаемых однофазным турбулентным потоком теплоносителя, когда $\alpha \sim g^{0.8}$, температурная разность $(\bar{T}_c - \bar{T})_{\text{макс}}$ в тракте с меньшим тепловыделением на 4% ниже, чем в тракте с большим тепловыделением.

Распределение расхода теплоносителя по различным трактам охлаждения (каналам, сборкам) в соответствии с определенным законом называется *гидравлическим профилированием*.

Тепловая мощность, выделяемая в каждом тракте охлаждения, вообще говоря, различна. Поэтому каждый тракт должен иметь свое индивидуальное дроссельное устройство (шайбу, вентиль), обеспечивающее необходимый расход теплоносителя. Однако из конструктивных соображений это не всегда целесообразно. Близкие по своим тепловым характеристикам тракты охлаждения принято объединять в гидравлические зоны и использовать одинаковые дроссельные устройства в каждой зоне. Естественно, что в пределах гидравлической зоны расход теплоносителя будет несколько изменяться от тракта к тракту ввиду зависимости коэффициентов сопротивления от температуры (паросодержания) теплоносителя.

Предположим, что расход теплоносителя через активную зону равен G_p и в реакторе выбрано k гидравлических зон, причем в зоне с индексом j содержится n_j каналов. Рассмотрим наиболее часто используемые принципы гидравлического профилирования.

1. Расходы через каналы гидравлической зоны выбираются пропорционально мощности наиболее теплонапряженного канала этой зоны

$$G_j = G_p N_{j \text{ макс}} / \sum_{j=1}^k N_{j \text{ макс}} n_j, \quad (12.35)$$

где $N_{j\text{ макс}}$ — максимальная мощность канала j -й гидравлической зоны. Если вычислен расход через канал одной из зон, то расход через канал другой зоны можно определить из соотношения

$$G_{j+1} = G_j N_{(j+1)\text{ макс}} / N_{j\text{ макс}} \quad (12.36)$$

При рассматриваемом законе профилирования одинаковы энтальпии теплоносителя на выходе из максимально теплонеприжатых каналов каждой гидравлической зоны. В то же время остальные каналы работают при пониженных параметрах теплоносителя на выходе.

2. Расходы через каналы гидравлической зоны выбираются из условия получения во всех зонах одинакового минимального относительного запаса до критической тепловой нагрузки

$$\eta_j^{\text{мин}} = \min \left\{ \min_k \frac{q_{\text{кр } j}(z)}{q_{Fj}(z)} \right\} = \text{idem}, \quad (12.37)$$

где $k_j = 1, 2, \dots, n_j$ — номер канала в j -й гидравлической зоне. Условие (12.37) учитывает распределение тепловыделения в объеме гидравлической зоны, т. е. локальные условия теплообмена, чем выгодно отличается от способа гидравлического профилирования (12.35). Расходы в каналах определяются методом последовательных приближений. За нулевое приближение выбирают расходы, получаемые по формуле (12.35). Для определения расходов в последующих приближениях можно рекомендовать выбрать расход в канале обратно пропорционально величине $\eta_j^{\text{мин}}$, полученной в предшествующем приближении. Это приводит к следующей итерационной формуле:

$$G_j^{(n)} = G_j^{(n-1)} \frac{G_p}{\eta_j^{\text{мин}(n-1)} \sum_{j=1}^k G_j^{(n-1)} / \eta_j^{\text{мин}(n-1)}}, \quad (12.38)$$

где $G_j^{(n)}$, $G_j^{(n-1)}$ — расходы теплоносителя через канал j -й гидравлической зоны в n -м и $(n-1)$ -м приближении; $\eta_j^{\text{мин}(n-1)}$ — минимальный относительный запас до критической тепловой нагрузки в $(n-1)$ -м приближении. При таком способе профилирования в каналах с малым тепловыделением могут быть получены высокие паросодержания на выходе. Поэтому для всех каналов должно быть выполнено дополнительное условие: ограничение по паросодержанию на выходе $x_{\text{вых}} < x_{\text{доп}}$, при достижении которого итерационный процесс (12.38) прекращается.

3. Расходы через каналы гидравлической зоны выбираются из условия получения одинаковой максимальной температуры наименее жаростойкого твэла

$$(T_h)_{j\text{ макс}} = \max_k \{ \max_z T_{hj}(z) \} = \text{idem}. \quad (12.39)$$

Условие (12.39), как и (12.37), учитывает распределения тепловыделения и температуры в объеме активной зоны. Расходы в каналах определяются методом последовательных приближений. Расход в последующем приближении можно выбирать пропорционально максимальной температуре, что приводит к итерационной формуле

$$G_j^{(n)} = G_j^{(n-1)} \frac{(T_h)_{j\text{ макс}}^{(n-1)} G_p}{\sum_{j=1}^k (T_h)_{j\text{ макс}}^{(n-1)} G_j^{(n-1)}}, \quad (12.40)$$

где $(T_h)_{j\text{ макс}}^{(n-1)}$ — максимальная температура наименее жаростойкого материала твэла в j -й гидравлической зоне в $(n-1)$ -м приближении. Способ профилирования (12.39) наиболее часто используется при конструировании системы охлаждения реакторов с газовым теплоносителем.

4. Расходы через каналы выбираются из условия получения равной теплотехнической надежности R_j всех гидравлических зон. Расчетные формулы в этом случае совпадают с (12.38), если заменить $\eta_j^{\text{мин}(n)}$ на $R_j^{(n)}$. Расчет теплотехнической надежности изложен в гл. 15.

Число гидравлических зон зависит от формы распределения объемного тепловыделения, которое изменяется в процессе кампании. Введение огибающего распределения гарантирует работоспособность твэлов, но приводит к чрезмерным запасам, если не учитывать время существования каждого распределения. Указанные обстоятельства приводят к необходимости проведения сравнительных вариантных расчетов, из которых оценивается надежность системы охлаждения реактора.

Поскольку максимальные температуры конструкции имеют место в тракте охлаждения с максимальным значением $K_r = K_{r\text{ макс}}$, выбор размеров трактов охлаждения необходимо проводить, используя в формулах (12.30), (12.32) величину $K_{r\text{ макс}}$. Последнее справедливо, если законы изменения тепловыделения вдоль трактов охлаждения одинаковы ($K_{z1} = K_{z2}$). В общем случае различных распределений K_z для разных трактов и профилирования расхода пропорционально K_r максимальные температуры конструкции могут иметь место в тракте не с наибольшим тепловыделением, а с наиболее неблагоприятным распределением K_z . Определить тракт с максимальными температурами в этом случае удастся, лишь выполнив расчеты для нескольких характерных трактов.

12.4. РАСЧЕТ ГИДРАВЛИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ

В общем случае рассчитывается гидравлическое сопротивление замкнутого контура циркуляции теплоносителя. Контур циркуляции теплоносителя корпусного реактора РБМКП (рис. 12.4) состоит из сепаратора, ГЦН со всасывающим и напорным коллекторами, испарительных каналов, включенных в раздаточные

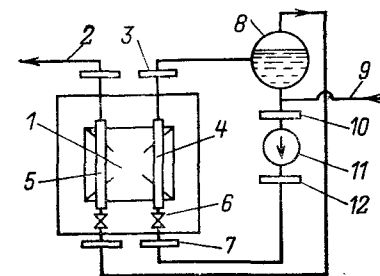


Рис. 12.4. Схема контура циркуляции теплоносителя в реакторе РБМКП:

1 — активная зона; 2 — выход перегретого пара; 3 — сборный групповой коллектор; 4 — испарительный канал; 5 — пароперегревательный канал; 6 — регулировочный вентиль; 7 — раздаточный групповой коллектор; 8 — сепаратор; 9 — подвод питательной воды; 10 — всасывающий коллектор; 11 — главный циркуляционный насос; 12 — напорный коллектор

и сборные групповые коллекторы, трубопроводов, соединяющих указанные элементы. В контуре циркуляции генерируется пар, который из сепаратора поступает в пароперегревательные каналы. В контур циркуляции осуществляется подача питательной воды. Как правило, контур циркуляции содержит несколько параллельных независимых циркуляционных петель идентичной конструкции. Движение теплоносителя обеспечивается принудительно циркуляционным насосом. Для аварийного охлаждения активной зоны предусмотрена циркуляция, при которой всасывающий и напорный коллекторы соединены специальной перемычкой с запорной арматурой. Для реализации гидравлического профилирования на входе в каждый канал имеются регулировочные вентили.

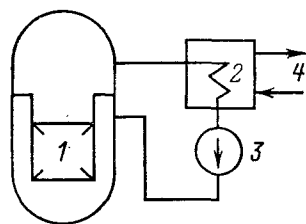


Рис. 12.5. Схема контура циркуляции теплоносителя в реакторе ВВЭР:
1 — активная зона; 2 — парогенератор; 3 — ГЦН; 4 — теплоноситель второго контура

Контур циркуляции корпусного реактора с однофазным теплоносителем приведен на рис. 12.5. ГЦН прокачивает теплоноситель первого контура через активную зону и парогенератор. Обычно в контуре циркуляции содержится несколько (две — шесть) параллельных циркуляционных петель. Если парогенератор расположен над уровнем активной зоны и изменение плотности теплоносителя между входом и выходом из активной зоны существенно, для охлаждения реактора можно использовать естественную циркуляцию на режимах пониженной мощности и в аварийных ситуациях. По приводимой схеме организован контур циркуляции корпусных реакторов с некипящим водным, жидкометаллическим и газовым теплоносителями.

В контуре циркуляции теплоносителя корпусного кипящего реактора (рис. 12.6) для охлаждения активной зоны применена естественная циркуляция. Теплоноситель за активной зоной поступает в тяговый участок, создающий необходимый напор циркуляции. Опускной участок для жидкой фазы кольцевой формы может содержать теплообменник для отбора тепла на отопление

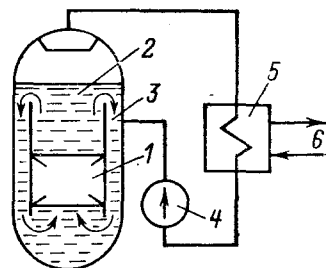


Рис. 12.6. Схема контура циркуляции теплоносителя в кипящем реакторе:
1 — активная зона; 2 — тяговый участок; 3 — опускной участок; 4 — насос питательной воды; 5 — парогенератор; 6 — теплоноситель второго контура

и технологические нужды. Именно по такой схеме организована циркуляция теплоносителя в атомных котельных, в которых отсутствует отбор пара на турбины для выработки электроэнергии.

При расчете гидравлического сопротивления реактора с выбранной конструкцией трактов охлаждения используют методы, традиционные для расчета гидравлических систем, основанные на рассмотрении баланса расходов и изменения давлений по каждому из трактов охлаждения. Контур циркуляции разбивают на ряд участков, в пределах которых конструкционные параметры тракта охлаждения остаются одинаковыми. Для каждого из участков определяют потери давления, сумма которых по последовательно включенным участкам образует гидравлическое сопротивление контура. Зависимость гидравлического сопротивления от расхода теплоносителя в тракте называется *гидравлической характеристикой тракта*.

12.4.1. Потери давления

Падение давления на участке $(0, z)$ тракта охлаждения состоит из потерь на вязкое трение, ускорение потока, потерь на местных сопротивлениях, нивелирного перепада и равно

$$\Delta p(z) = \left\{ \int_0^z \frac{\lambda_{тр}}{\rho dz} dz + 2[U(z) - U(0)] + \sum_i \frac{\xi_{mi}}{\rho(z_i)} \right\} \times \left(\frac{G}{S} \right)^2 \frac{1}{2} + a_g \sin \alpha \int_0^z \rho dz, \quad (12.41)$$

где G — массовый расход теплоносителя; S — площадь проходного сечения тракта; $\lambda_{тр}$ — коэффициент трения; ρ — средняя плотность теплоносителя в сечении; a_g — ускорение свободного падения; α — угол между горизонтом и направлением движения теплоносителя; U — функция, учитывающая изменение средней скорости потока; ξ_{mi} — коэффициент местного сопротивления, размещенного в точке с координатой $z_i \in (0, z)$. Для двухфазного теплоносителя функция U — условный удельный объем смеси

$$U = \frac{X^3}{\rho_{п\Phi}} + \frac{(1-X)^3}{\rho_{в}(1-\Phi)}. \quad (12.42)$$

Массовое расходное паросодержание X для неравновесного потока определяется по зависимости (10.54). Истинное объемное паросодержание и доля сечения, занятого паром,

$$\Phi = \frac{S_{п}}{S_{в} + S_{п}} = \frac{1}{1 + \omega(\rho_{п}/\rho_{в}) \frac{1-X}{X}} \quad (12.43)$$

зависит от отношения истинных скоростей пара ω_p и воды ω_v , т. е. коэффициента проскальзывания $\omega = \omega_p / \omega_v$. Для труб диаметром 5—20 мм в диапазонах давлений 3,0—15,0 МПа, массовой скорости воды 500—4000 кг/(м²·с) и докритической плотности теплового потока

$$\omega = 1 + \frac{0,6 + 1,5\beta^2}{\sqrt{Fr}} \left(1 - \frac{p}{p_{кр}}\right), \quad (12.44)$$

где $p_{кр}$ — критическое давление воды: $p_{кр} = 22,12$ МПа; $Fr = \omega^2 / a_g d_T$ — число Фруда; $\omega_0 = G / \rho' S$ — скорость циркуляции; ρ' — плотность воды на линии насыщения; β — объемное расходное паросодержание:

$$\beta = \frac{G_p / \rho_p}{G_p / \rho_p + G_v / \rho_v} = \frac{1}{1 + \rho_p / \rho_v \frac{1-X}{X}}. \quad (12.45)$$

Средняя плотность двухфазного теплоносителя

$$\rho = \rho_v (1 - \varphi) + \rho_p \varphi. \quad (12.46)$$

Для однофазного теплоносителя

$$U(z) - U(0) = \int_{T(0)}^{T(z)} \frac{dT}{\rho T} \approx \frac{T(z) - T(0)}{\rho(z') T(z')}, \quad (12.47)$$

где T — средняя в сечении температура; $z' \in (0, z)$.

Последнее равенство (12.47) справедливо, если потеря давления в тракте охлаждения мала по сравнению со средним давлением. Член $a_g \sin \alpha \int_0^z \rho dz$ при малом изменении плотности теплоносителя приводится к виду $(-1)^n a_g \rho h$, где h — разность высот между точками 0 и z (нивелирная высота); $n=1$ для опускного и $n=2$ для подъемного участка.

12.4.2 Теплогидравлическая устойчивость парогенерирующих каналов

При конструировании трактов охлаждения необходимо обеспечить устойчивое поступление теплоносителя в тракты, в частности исключить возникновение пульсаций расхода при случайном отклонении от номинала тепловой мощности или расхода, существенных для кипящих теплоносителей.

Пульсации расхода могут быть вызваны различными причинами. При низких давлениях и небольших скоростях теплоносителя возможны пульсации малой амплитуды, связанные с периодическими образованиями паровых пробок и их движением по тракту. В условиях кризиса теплообмена колебания расхода обу-

словлены периодическим срывом пленки жидкости с поверхности твэлов. Наиболее типичны и опасны пульсации расхода, обусловленные динамикой взаимодействия различных режимов течения однофазного и двухфазного потока при возмущениях стационарного режима.

Устойчивость работы системы отвода тепла при случайном отклонении от номинала тепловой мощности или расхода теплоносителя называется *теплогидравлической устойчивостью*.

Теплогидравлическая неустойчивость может возникать как в отдельном парогенерирующем тракте, так и в системе параллельно включенных трактов. Последняя характерна для активных зон с малым сопротивлением и низкой скоростью потока теплоносителя, что, как правило, имеет место в кипящих реакторах с естественной циркуляцией. При вынужденном движении теплоносителя пульсации расхода обычно возникают локально в одном или нескольких парогенерирующих каналах, в то время как остальные продолжают работать в номинальном режиме и общий перепад давления остается практически неизменным. Последнее позволяет исследовать устойчивость одиночного тракта охлаждения при постоянном перепаде давления.

Выполним анализ теплогидравлической устойчивости течения в единичном парогенерирующем канале. Предположим, что тепловая мощность канала N_j постоянна, так что неустойчивость теплоотвода связана с возможной неустойчивостью гидродинамики потока теплоносителя. Пусть в канал поступает вода, не догретая до температуры насыщения, т. е. $I_{вх} < I'$. Введем реперные расходы через канал с тепловой мощностью N_j

$$G_1 = N_j (I' - I_{вх})^{-1}, \quad G_2 = N_j (I'' - I_{вх})^{-1}. \quad (12.48)$$

Если фактический расход через канал больше G_1 , то на всей длине канала теплоноситель подогреет до температуры насыщения. Если фактический расход меньше G_2 , то на выходе из канала будет получен перегретый пар. Предположим, что фактический расход через канал удовлетворяет условию

$$G_2 < G < G_1, \quad (12.49)$$

т. е. в канале имеются экономайзерный и испарительный участки. Рассчитаем гидравлическую характеристику канала при следующих упрощающих допущениях: тепловыделение распределено по длине канала равномерно; энтальпия теплоносителя на входе постоянна; пренебрегаем ролью местных сопротивлений, а на испарительном участке — относительным движением паровой и жидкой фаз [в этом случае справедливо (12.53)]. Перечисленные допущения упрощают выкладки, но не меняют качественного характера результата анализа.

Для канала с заданной тепловой мощностью и расходом длины экономайзерного и испарительного участков равны

$$l_{ЭК} = \frac{I' - I_{вх}}{I_{вх} - I_{вх}} l = \frac{N_j}{I_{вх} - I_{вх}} \frac{I' - I_{вх}}{N_j} l = \frac{G}{G_1} l; \quad (12.50)$$

$$l_{исп} = (1 - G/G_1) l, \quad (12.51)$$

где l — полная длина активной части канала.

Сопротивление экономайзерного участка с учетом (12.50)

$$\Delta p_{ЭК} = \lambda_{тр} \frac{l_{ЭК}}{d_T} \frac{G^2}{2\rho S^2} = \lambda_{тр} \frac{l}{d_T} \frac{G}{G_1} \frac{G^2}{2\rho S^2} = A_{ЭК} G^3. \quad (12.52)$$

Сопротивление испарительного участка

$$\Delta p_{исп} = \lambda_{тр} \frac{l_{исп}}{d_r} \frac{\rho' w_0}{2} \left[w_0 + \frac{w_0''}{2} \left(1 - \frac{\rho''}{\rho'} \right) \right], \quad (12.53)$$

где $w_0 = G/\rho'S$ — скорость циркуляции теплоносителя; $w_0'' = G_{п}/\rho''S$ — приведенная скорость пара; $G_{п}$ — расход пара. Используя определения w_0 и w_0'' , равенство (12.51) и учитывая, что расход пара на выходе из канала

$$G_{п.вых} = N_j \frac{I_{вых} - I'}{I_{вых} - I_{вх}} r^{-1} = \frac{N_j}{r} \left(1 - \frac{G}{G_1} \right), \quad (12.54)$$

выражение (12.53) приводим к виду

$$\Delta p_{исп} = \lambda_{тр} \frac{l}{d_r} \left(1 - \frac{G}{G_1} \right) \frac{G}{2S} \left[\frac{G}{2\rho'S} + \frac{N_j}{r} \left(1 - \frac{G}{G_1} \right) \frac{(1 - \rho''/\rho')}{2\rho''S} \right]$$

или после алгебраических преобразований

$$\Delta p_{исп} = A_{исп} G^3 - B G^2 + \alpha_0 G_1 G, \quad (12.55)$$

где

$$A_{исп} = \frac{\lambda_{тр} l}{d_r} \frac{1}{4\rho'S^2 G_1} (\alpha_0 - 1);$$

$$B = \frac{\lambda_{тр} l}{d_r} \frac{1}{4\rho'S^2} (2\alpha_0 - 1);$$

$$\alpha_0 = \frac{N_j}{r G_1} \left(\frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right).$$

Гидравлическая характеристика канала (рис. 12.7)

$$\Delta p_k = \Delta p_{эж} + \Delta p_{исп} = A G^3 - B G^2 + \alpha_0 G_1 G. \quad (12.56)$$

Коэффициенты A и B в (12.56) положительны, если $\alpha_0 > 1$, т. е. $\rho'/\rho'' > 1 + r G_1/N_j$. Поэтому на гидравлической характеристике канала могут существовать точки локального экстремума, определяемые условием $\partial(\Delta p_k)/\partial G = 0$:

$$3AG^2 - 2BG + \alpha_0 G_1 = 0. \quad (12.57)$$

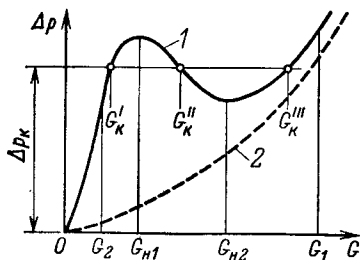


Рис. 12.7. Гидравлические характеристики канала: 1 — неустойчивая характеристика обогреваемого канала; 2 — устойчивая характеристика

ко значений расходов теплоносителя (G'_k, G''_k, G'''_k). Поэтому нет уверенности, что фактически реализуемый в канале расход соответствует расчетному. Кроме того, случайные отклонения условий работы канала (изменение Δp_k) могут привести к переходу с одной рабочей точки характеристики на другую.

Простой способ устранить гидравлическую неустойчивость рассмотренного типа — увеличить коэффициент сопротивления дроссельного устройства, расположенного на экономайзерном участке. Поскольку сопротивление дроссельного устройства $\Delta p_{ш} = \alpha_{ш} G^2$, гидравлическая характеристика канала с дросселем имеет вид

$$\Delta p_k = A G^3 + (\alpha_{ш} - B) G^2 + \alpha_0 G_1 G, \quad (12.58)$$

а условием устойчивости течения в канале является отсутствие действительных корней уравнения

$$3AG^2 + 2(\alpha_{ш} - B)G + \alpha_0 G_1 = 0, \quad (12.59)$$

т. е.

$$(\alpha_{ш} - B)^2 \leq 3A\alpha_0 G_1.$$

Выбором $\alpha_{ш}$ всегда можно удовлетворить неравенству (12.59). Следует подчеркнуть, что неустойчивость течения обусловлена одновременным существованием в канале экономайзерного и испарительного участков. В то же время гидравлические характеристики чисто экономайзерного и чисто испарительного течений в канале устойчивы.

12.5. ПОВЕРОЧНЫЙ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ ПО СРЕДНИМ ПАРАМЕТРАМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Исходными данными для теплогидравлического расчета являются конструкция трактов охлаждения активной зоны, подводящих и отводящих трубопроводов, коллекторов, распределение энерговыделения в реакторе, данные о теплофизических свойствах материалов конструкций и термодинамических свойствах теплоносителя, принцип гидравлического профилирования, энтальпия теплоносителя на входе (выходе) из активной зоны, давление теплоносителя за активной зоной.

Теплогидравлический расчет по средним в сечении параметрам теплоносителя позволяет оценить основные теплотехнические параметры каналов и реактора, надежность системы теплоотвода в целом. Отклонения энтальпии теплоносителя, критических значений теплового потока, температур конструкций от средних значений, обусловленные неравномерностью параметров в сечении тракта охлаждения, в данном расчете не рассматриваются. Они выявляются в процессе почечного расчета наиболее напряженных трактов охлаждения (см. в § 12.6).

Современные теплогидравлические расчеты выполняются с использованием ЭВМ второго и третьего поколений и организованы либо в виде программ-комплексов со специальной управляющей программой, но жесткой фиксацией вычислительного процесса, либо в виде модульных систем, позволяющих организовать большое число вычислительных процессов решения конкретных прикладных задач. В настоящее время широкое распространение получили программы-комплексы. Ведется активная разработка модульных систем.

Рассмотрим методику построения программы-комплекса теплогидравлического расчета и содержание подпрограмм на примере структурной схемы, приведенной на рис. 12.8.

1. Первый этап расчетов — определение тепловой мощности каналов (сборок). Для уменьшения объема вычислений разбиваем все каналы на зоны, в пределах которых тепловая мощность каналов постоянна. Для этого используем картограмму расположения каналов и полученное в результате нейтронно-физического расчета распределение тепловыделения $\Phi_q(r, \varphi, z)$. По-

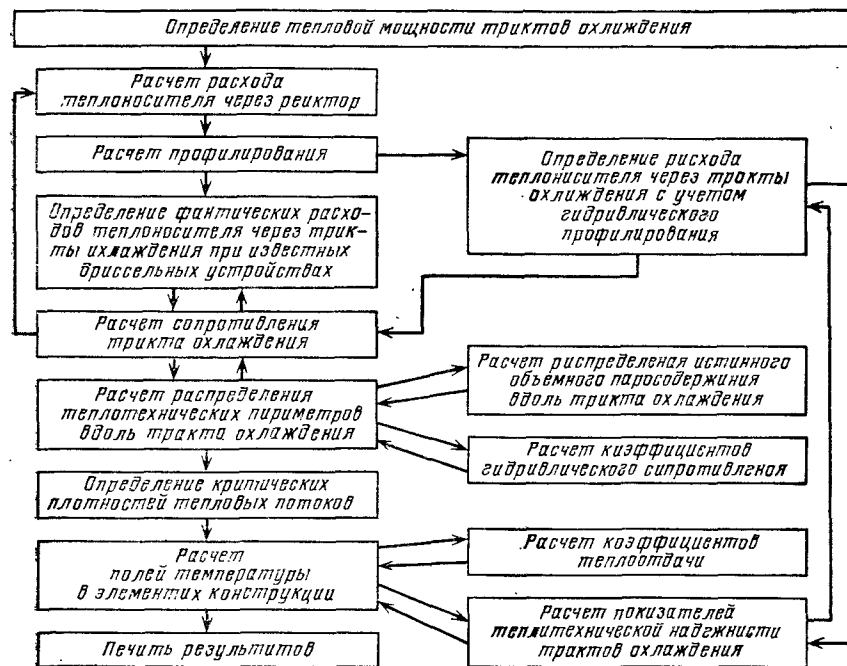


Рис. 12.8. Структурная схема теплогидравлического расчета реактора

скольку в дальнейшем используется лишь отношение величин Φ_q , единица их измерения несущественна. Для каждого тракта охлаждения

$$\bar{\Phi}_q = \int_0^l \Phi_q(r_0, \varphi_0, z) dz, \quad (12.60)$$

где r_0, φ_0 — координаты оси тракта охлаждения. Если в пределах поперечного сечения распределение тепловыделения заметно отличается от плоского, в выражении (12.60) интеграл берется по объему тракта. Обозначим $\bar{\Phi}_{qj}$ тепловыделение тракта, входящего в зону j ($j=1, 2, \dots, k$), и n_j — число трактов в этой зоне. Тепловая мощность отдельного тракта охлаждения j -й зоны равна

$$N_j = N_{\tau} \bar{\Phi}_{qj} / \sum_{i=1}^k \bar{\Phi}_{qi} n_i. \quad (12.61)$$

Распределение тепловыделения, как правило, меняется при изменении мощности реактора. Поэтому расчеты величин N_j и все последующие расчеты выполняют для всех режимов эксплуатации реактора.

2. Расход теплоносителя через реактор G_p определяют из баланса давлений в гидравлическом контуре циркуляции теплоносителя. Для любого контура циркуляции

$$\Delta p_{\text{кон}}(G_p) = \Delta p_{\text{нас}}(G_p), \quad (12.62)$$

где $\Delta p_{\text{кон}}(G_p)$ — гидравлическая характеристика контура циркуляции; $\Delta p_{\text{нас}}(G_p)$ — суммарная гидравлическая характеристика работающих на рассматриваемом режиме эксплуатации циркуляционных насосов. При использовании естественной циркуляции $\Delta p_{\text{нас}} = 0$, поэтому (12.62) приводится к виду

$$\Delta p_{\text{кон}}(G_p) = 0. \quad (12.63)$$

Гидравлическую характеристику контура циркуляции определяют следующим образом. Весь контур разбивают на ряд участков, каждый из которых имеет одинаковые вдоль участка конструктивные характеристики. Для всех участков, кроме трактов охлаждения собственно активной зоны, рассчитывают потери давления $\Delta p_i(G_p)$ по формулам (12.41) — (12.47). Для параллельно включенных трактов охлаждения в формулах используется расход G_p/n , где n — число параллельно включенных трактов. Коэффициенты гидравлического сопротивления, входящие в выражение для $\Delta p_i(G_p)$, зависят от расхода теплоносителя. Поэтому для построения гидравлической характеристики контура циркуляции требуется вычислить $\Delta p_{\text{кон}}$ при нескольких значениях расхода.

3. Расчет гидравлической характеристики активной зоны при известных параметрах дроссельных устройств (т. е. в случае, когда расчет профилирования расхода не производится) выполняют следующим образом. Фиксируется некоторый расход теплоносителя через реактор и составляется система уравнений баланса давлений и расходов в каналах активной зоны. Поскольку перепады давления у параллельных каналов одинаковы и равны $\Delta p_{a,z}$ [предполагается, что скорость теплоносителя в коллекторах или сборных камерах заметно меньше, чем в трактах охлаждения, так что изменением давления по длине коллектора (камеры) можно пренебречь], система уравнений имеет вид:

$$\Delta p_{a,z} - \Delta p_1(G_1) = 0; \quad \Delta p_{a,z} - \Delta p_N(G_N) = 0; \quad G_p = \sum_{j=1}^N G_j, \quad (12.64)$$

где $N = k_j n_j$ — число трактов охлаждения активной зоны.

Метод решения нелинейной системы (12.64) может основываться на близости гидравлических характеристик трактов квадратичной зависимости. Допустим, что это справедливо, т. е. $\Delta p_j(G_j) = a_j^{(0)} G_j^2$. Тогда

$$a_j^{(0)} = \Delta p_j(G_j) / G_j^2 = \Delta p_{a,z} / G_j^2, \quad (12.65)$$

$$G_j = \sqrt{\Delta p_{a,3}/a_j^{(0)}}. \quad (12.66)$$

Подставляя (12.66) в последнее уравнение системы (12.64), получаем

$$G_p = \sqrt{\Delta p_{a,3}} \sum_{j=1}^N 1 / \sqrt{a_j^{(0)}}; \quad (12.67)$$

$$\Delta p_{a,3} = \left[\frac{G_p}{\sum_{j=1}^N 1 / \sqrt{a_j^{(0)}}} \right]^2. \quad (12.68)$$

Определив $\Delta p_{a,3}$ из (12.68), последовательно найдем расходы из уравнений (12.66).

Поскольку a_j (12.65) зависят от расхода G_j , найденное решение можно рассматривать как нулевое приближение. Полученные значения $G_j^{(0)}$ подставим в (12.65), откуда определим коэффициенты $a_j^{(1)}$ и рассчитаем с их использованием $\Delta p_j^{(1)}$ и $G_j^{(1)}$:

$$\Delta p_{a,3}^{(1)} = \left[\frac{G_p}{\sum_{j=1}^N 1 / \sqrt{a_j^{(1)}}} \right]^2; \quad (12.69)$$

$$G_j^{(1)} = \sqrt{\Delta p_{a,3}^{(1)} / a_j^{(1)}}. \quad (12.70)$$

Итерационный процесс прекращается на шаге i , когда величины $\Delta p_{a,3}^{(i)}$ и $G_j^{(i)}$ различаются в двух последующих итерациях в пределах допустимой погрешности ($\sim 2\%$).

В результате находим точку на гидравлической характеристике активной зоны и фактические расходы теплоносителя в трактах охлаждения, соответствующие фиксированному расходу через реактор.

4. Если необходимо выполнить гидравлическое профилирование, соответствующее заданным условиям, то при фиксированном расходе теплоносителя через реактор определяют расходы через каналы, соответствующие этим условиям. В простейшем случае гидравлического профилирования, обеспечивающего равенство энthalпий теплоносителя на выходе из каналов [соотношения (12.35), (12.36)],

$$G_j = G_p N_j / N_T. \quad (12.71)$$

При известных расходах определяют перепады давления в трактах между раздаточным и сборным коллекторами (камерами) $\Delta p_j(G_j)$, предполагая, что дроссельные элементы отсутствуют. Максимальный перепад давления

$$\Delta p_{\max} = \max_j \Delta p_j = \Delta p_{a,3} \quad (12.72)$$

равен гидравлическому сопротивлению активной зоны. Сопротивления дроссельных элементов, необходимых для получения в ка-

налах требуемых расходов G_j [например, по (12.71)], вычисляем из соотношения

$$\Delta p_{шj} = \Delta p_{\max} - \Delta p_j(G_j) = \alpha_{шj} G_j^2. \quad (12.73)$$

Приведенные расчеты позволяют получить точку на гидравлической характеристике активной зоны $\Delta p_{a,3}(G_p) = \Delta p_{\max}$, а также коэффициенты гидравлического сопротивления дроссельных устройств, соответствующих заданному условию гидравлического профилирования.

5. Выполненные расчеты потерь давления участков контура циркуляции, включая активную зону, позволяют определить гидравлическую характеристику контура в виде

$$\Delta p_{\text{кон}}(G_p) = \sum_i \Delta p_i(G_p) + \Delta p_{a,3}. \quad (12.74)$$

Аппроксимируя суммарную гидравлическую характеристику контура и циркуляционных насосов квадратичными полиномами

$$\Delta p_{\text{кон}} = a_{\text{к}} G^2; \quad (12.75)$$

$$\Delta p_{\text{нас}} = a_{\text{н}} G^2 + b_{\text{н}} G + c_{\text{н}}, \quad (12.76)$$

где $a_{\text{к}}$, $a_{\text{н}}$, $b_{\text{н}}$, $c_{\text{н}}$ — коэффициенты аппроксимации, определяемые, например, методом наименьших квадратов, вычисляем расход через реактор, соответствующий уравнению (12.62):

$$a_{\text{к}} G_p'^2 = a_{\text{н}} G_p'^2 + b_{\text{н}} G_p' + c_{\text{н}}. \quad (12.77)$$

Если невязка расходов, фиксированного для определения гидравлической характеристики контура и определенного из (12.77), велика, т. е.

$$|1 - G_p'/G_p| > \varepsilon_G, \quad (12.78)$$

где ε_G — допустимая погрешность итераций по расходам теплоносителя через реактор, то расчет гидравлической характеристики (12.74) повторяем при новом значении $G_p = G_p'$, строим новую аппроксимацию (12.75) и проверяем невыполнение условия (12.78). Если оно не выполнено, расчет расхода через реактор закончен. В противном случае итерации по расходу теплоносителя необходимо продолжать.

6. Отличие рассчитанного расхода $G_p^{(n)}$ от фиксированного для определения $\Delta p_{\text{кон}}$ расхода G_p приводит к изменениям коэффициентов гидравлического сопротивления трактов и требует уточнения коэффициента местного сопротивления дроссельного устройства. Последний определяем из (12.73):

$$\Delta p_{шj}^{(n)} = \Delta p_{\max}^{(n)} - \Delta p_j^{(n)}(G_j^{(n)}) = \alpha_{шj}^{(n)} (G_j^{(n)})^2,$$

где $\Delta p_{\max}^{(n)} = \max_j \Delta p_j^{(n)}(G_j^{(n)})$.

7. Для расчета гидравлического сопротивления тракта (основной процедуры при построении гидравлической характеристики контура) необходимо иметь значения теплотехнических параметров вдоль тракта охлаждения, поскольку от них зависят коэффициенты гидравлического сопротивления.

Для расчета теплотехнических параметров тракт охлаждения разбиваем на некоторое число m_0 отрезков длиной Δz_p . На каждом отрезке Δz_p теплотехнические параметры считаем постоянными и равными их значению в точке z_p — координате середины отрезка Δz_p . Тогда средняя энтальпия вдоль тракта охлаждения равна:

$$\bar{I}(z_m) = I_{\text{вх}} + \frac{N_j}{G_j} \frac{\sum_{p=1}^m \Phi_q(r_0, \varphi_0, z_p) \Delta z_p}{\sum_{p=1}^{m_0} \Phi_q(r_0, \varphi_0, z_p) \Delta z_p}, \quad (12.79)$$

причем $I(z_0) = I_{\text{вх}}$; $I(z_m) = I_{\text{вых}}$, где $I_{\text{вх}}$ и $I_{\text{вых}}$ — энтальпии теплоносителя на входе и выходе из реактора.

Среднемассовую температуру теплоносителя в любом сечении $\bar{T}(z_p)$ определяем с помощью термодинамических таблиц или экстраполяционных формул как функцию энтальпии теплоносителя $\bar{I}(z_p)$, рассчитанной по (12.79):

$$\bar{T}(z_p) = T\{\bar{I}(z_p), p\}.$$

Для трактов охлаждения с кипящим теплоносителем находим длины экономайзерного участка, участка с поверхностным и объемным кипением. Развитие поверхностное кипение имеет место, если энтальпия потока превышает энтальпию поверхностного кипения $I_{\text{п.к}}$, которую определяем по соответствующей температуре теплоносителя $T_{\text{п.к}}$

$$T_{\text{п.к}}(z_p) = T_s - \bar{q}_F(z_p) \left[\frac{1}{\bar{\alpha}(z_p)} - \frac{1}{\bar{\alpha}_s(z_p)} \right], \quad (12.80)$$

где T_s — температура насыщения теплоносителя; $\bar{\alpha}$, $\bar{\alpha}_s$ — средние по периметру коэффициенты теплоотдачи на участках без кипения и с кипением, данные по которым приведены в гл. 10;

$$\bar{q}_F(z_p) = N_j k_{zp} / F_j \quad (12.81)$$

— средняя по периметру поверхности теплообмена плотность теплового потока;

$$k_{zp} = \frac{\Phi_q(r_0, \varphi_0, z_p)}{\frac{1}{l} \sum_{p=1}^{m_0} \Phi_q(r_0, \varphi_0, z_p) \Delta z_p}; \quad (12.82)$$

F_j — поверхность отвода тепла в тракте охлаждения.

Для трубчатых и кольцевых каналов с двусторонним нагревом энтальпии начала поверхностного кипения можно определить по формуле

$$I_{\text{п.к}}(z_p) = I' - 478 \frac{\bar{q}_F^{1,1}(z) d_{\Gamma}^{0,2}}{(G/S)^{0,9}} \left(\frac{v'}{v''} \right)^{0,3} \text{ Дж/кг}, \quad (12.83)$$

в которой величины могут принимать следующие значения: $\bar{q}_F = 0,23 \div 2,3$ МВт/м²; $G/S = 500 \div 4000$ кг/(м²·с); $p = 4,9 \div 19,6$ МПа. Как видно из формулы (12.83), начавшееся поверхностное кипение при большом значении $\bar{q}_F$ может прекратиться, если $\bar{q}_F$ резко убывает. Действительно, при этом $I_{\text{п.к}}(z_p)$ увеличивается и энтальпия теплоносителя может оказаться меньше, чем $I_{\text{п.к}}(z)$. Поэтому уравнение

$$\bar{I}(z) - I_{\text{п.к}}(z) = 0 \quad (12.84)$$

при распределении тепловыделения вдоль канала, характеризующемся одним максимумом, может иметь два корня. Меньшее значение $z_{\text{п.к}}$ соответствует началу поверхностного кипения $z_{\text{п.к}}^{\text{нач}}$, а большее — его концу $z_{\text{п.к}}^{\text{кон}}$. Если при рассматриваемом характере тепловыделения уравнение (12.84) имеет один корень, то длина участка с поверхностным кипением равна $l - z_{\text{п.к}}^{\text{нач}}$, если $I_{\text{вх}} < I_{\text{п.к}}^{\text{вх}}$, $I_{\text{вых}} < I'$, или $z_{\text{о.к}}^{\text{нач}} - z_{\text{п.к}}^{\text{нач}}$, если $I_{\text{вх}} < I_{\text{п.к}}^{\text{вх}}$, $I_{\text{вых}} > I'$. Координата начала объемного кипения $z_{\text{о.к}}^{\text{нач}}$ определяется из уравнения

$$\bar{I}(z_{\text{о.к}}^{\text{нач}}) - I' = 0, \quad (12.85)$$

в котором изменением энтальпии насыщения по длине тракта охлаждения обычно пренебрегают. Длины участков с различными режимами находят из решения уравнений (12.84) и (12.85). В зависимости от числа корней уравнений (12.84) они равны:

а) экономайзерный участок

$$l_{\text{б.к}} = \begin{cases} z_{\text{п.к}}^{\text{нач}}, & \text{если один корень, } I_{\text{вх}} < I_{\text{п.к}}^{\text{вх}}; \\ l - z_{\text{п.к}}^{\text{кон}}, & \text{если один корень, } I_{\text{вх}} > I_{\text{п.к}}^{\text{вх}}; \\ l, & \text{если нет корней, } I_{\text{вх}} < I_{\text{п.к}}^{\text{вх}}; \\ 0, & \text{если нет корней, } I_{\text{вх}} > I_{\text{п.к}}^{\text{вх}}; \end{cases} \quad (12.86)$$

$$l_{\text{б.к1}} = z_{\text{п.к}}^{\text{нач}}, \text{ если два корня, } I_{\text{вх}} < I_{\text{п.к}}^{\text{вх}};$$

$$l_{\text{б.к2}} = l - z_{\text{п.к}}^{\text{кон}}, \text{ если два корня, } I_{\text{вых}} > I';$$

б) участок с поверхностным кипением

$$I_{п.к} = \begin{cases} z_{п.к}^{кон} - z_{п.к}^{нач}, & \text{если два корня, } I_{вх} < I_{п.к}^{вх}, I_{вых} < I'; \\ I - z_{п.к}^{нач}, & \text{если один корень, } I_{вх} < I_{п.к}^{вх}, I_{вых} < I'; \\ z_{о.к}^{нач} - z_{п.к}^{нач}, & \text{если один корень, } I_{вх} < I_{п.к}^{вх}, I_{вых} > I'; \\ z_{п.к}^{кон}, & \text{если нет корней, } I_{вх} > I_{п.к}^{вх}; \\ z_{о.к}^{нач}, & \text{если нет корней, } I_{вх} > I_{п.к}^{вх}, I_{вых} > I'; \\ 0, & \text{если нет корней, } I_{вх} < I_{п.к}^{вх}; \end{cases} \quad (12.87)$$

в) участок с объемным кипением

$$I_{о.к} = \begin{cases} I - z_{о.к}^{нач}, & \text{если } I_{вых} > I'; \\ 0, & \text{если } I_{вых} \leq I'. \end{cases} \quad (12.88)$$

К числу рассчитываемых основных теплотехнических параметров относят обычно относительные запасы до кризиса теплоотдачи

$$\eta = \min_z [q_{кр}(z)/q(z)]; \quad f = \min_z [q_{кр}(z) - q(z)]. \quad (12.89)$$

Среднюю по периметру температуру поверхности, отдающей тепло, в сечении z_p рассчитываем для участка без кипения по формуле

$$\bar{T}_c(z_p) = \bar{T}(z_p) + \bar{q}_F(z_p)/\bar{\alpha}(z_p); \quad (12.90)$$

для участка с поверхностным или объемным кипением — по формуле

$$\bar{T}_c(z_p) = T_s + \bar{q}_F(z_p)/\bar{\alpha}_s(z_p). \quad (12.91)$$

Данные по коэффициентам теплоотдачи приведены в гл. 10.

Расчет температуры конструкции проводится в соответствии с рекомендациями § 10.5.

Если в результате поверочного расчета установлено, что требуемые параметры теплоносителя не могут быть достигнуты, вносят изменения в геометрические характеристики или материалы активной зоны, после чего расчет повторяется.

12.6. ВЛИЯНИЕ ТЕПЛО- И МАССООБМЕНА МЕЖДУ ЯЧЕЙКАМИ НА РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУР В СБОРКЕ

Потоки теплоносителя, движущегося в параллельных сообщающихся ячейках, обмениваются массой, теплом, количеством движения. Если интенсивность обмена высока, то температура теплоносителя на выходе из всех ячеек будет примерно одинаковой несмотря на различие тепловыделений в отдельных ячейках. Теплообмен снижает максимальные температуры оболочки и сердечника твэлов, позволяет полнее использовать возможности конструкционных и топливных материалов, увеличить тепловую мощ-

ность канала. Поэтому учет обмена между ячейками — важная задача теплового расчета канала.

Для выполнения инженерных расчетов интенсивность массообмена между сообщающимися каналами удобно характеризовать коэффициентом перемешивания $\mu_{п}$, определив его как отношение расхода, перетекающего на единице длины канала в соседние ячейки, к расходу в данной ячейке:

$$\mu_{п} = G_{i \rightarrow k} / G_i, \quad (12.92)$$

где $G_{i \rightarrow k}$ — расход, перетекающий из ячейки i в окружающие ее ячейки k на единицу длины канала, кг/(с·м); G_i — расход в ячейке i , кг/с. Можно указать следующие причины, приводящие к возникновению расхода $G_{i \rightarrow k}$. Для цилиндрических пучков стержней с «идеальной» геометрией обмен массой между соседними ячейками вызывается молекулярной и турбулентной диффузией, приводящей к потоку через зазоры между твэлами. Если $Re > 10^3$, то для треугольных пучков стержней коэффициент перемешивания однофазного потока теплоносителя можно рассчитать по формуле

$$\mu_{п1} = 0,03 \sqrt{h - 1} / d, \quad (12.93)$$

где d — диаметр стержня.

Использование спирально навитых ребер или дистанционирующей проволоки приводит к появлению тангенциальной составляющей скорости потока, что интенсифицирует поперечные перетечки жидкости: коэффициент перемешивания однофазного потока теплоносителя, обусловленный закруткой потока, для дистанционирования «ребро по ребро»

$$\mu_{п2} = \frac{13,3(h-1)^{1,2}[1 + (h-1)/2(1-n/\pi)]}{(2\sqrt{3}h^2/\pi - 1)h_1}, \quad (12.94)$$

для дистанционирования «ребро по стержню»

$$\mu_{п2} = \frac{8,5(h-1)^{1,2}h}{(2\sqrt{3}h^2/\pi - 1)h_1}, \quad (12.95)$$

где n — число ребер на стержне (заходность); h_1 — шаг оребрения. Реальная сборка твэлов имеет переменные вдоль каждой ячейки и от ячейки к ячейке гидравлический диаметр, шаг оребрения и т. п. (из-за случайных отклонений размеров элементов в пределах поля допуска), что приводит к непрерывному перераспределению расхода между отдельными ячейками. Оценку коэффициента перемешивания от случайных отклонений геометрии пучка стержней можно провести для однофазного теплоносителя по формуле

$$\mu_{п3} = 0,037hk_0/d_T(1,1h^2 - 1), \quad (12.96)$$

где

$$k_0 = \begin{cases} h-1 & \text{для гладких стержней;} \\ h-(1+2\delta/d) & \text{при дистанционировании «ребро по ребру»;} \\ h-(1+\delta/d) & \text{при дистанционировании «ребро по стержню»;} \end{cases}$$

δ — высота ребра.

Суммарный расход перетечек $G_{i \rightarrow k}$, обусловленный совокупным влиянием нескольких из рассмотренных факторов, вообще говоря, не равен сумме расходов, обусловленных влиянием каждого фактора в отдельности. Например, появление перетечек из-за случайных отклонений размеров пучка приводит к возникновению градиентов скорости на границах потоков, текущих в соседних ячейках, что вызывает увеличение турбулентной диффузии между ячейками. Однако в первом приближении суммарный расход перетечек можно рассчитать, суммируя величины μ_{pi} , существенные для рассматриваемой сборки. Расчетные значения μ_p , определенные по изложенной методике, находятся в удовлетворительном согласии с результатами экспериментов при $h=1,1 \div 1,32$; $h_1=0,10 \div 1,47$ м; $d=0,006$ м; $n=1 \div 6$. Величины $\mu_{p1} + \mu_{p3}$ имеют порядок $0,0006 \div 0,0008$ м⁻¹, величины μ_{p2} достигают значений $0,002 \div 0,003$ м⁻¹.

Если конфигурация ячеек сборки не обеспечивает условия одинакового подогрева теплоносителя в них, то при расчете средних массовых температур в ячейках необходимо учитывать теплообмен между соседними ячейками. Оценки показывают, что по сравнению с теплообменом, связанным с перемешиванием потоков, вкладом теплопроводности решетки твэлов можно пренебречь. Рассчитаем изменение среднемассовой температуры в i -й ячейке $\bar{T}_i(z)$, предполагая расходы в ячейках известными и не меняющимися вдоль координаты z . Расход в i -й ячейке равен G_i . Приращение теплосодержания теплоносителя на единицу длины ячейки равно:

$$G_i c_p d\bar{T}_i(z)/dz. \quad (12.97)$$

Тепловыделение приводит к притоку тепла в теплоноситель на единицу длины ячейки в количестве

$$q_{Fi} \Pi_{об i}, \quad (12.98)$$

где q_{Fi} — средний на обогреваемом периметре ячейки $\Pi_{об i}$ тепловой поток. Перемешивание потоков теплоносителя, движущихся в соседних ячейках, характеризуется коэффициентом перемешивания μ_p . Рассматриваемая i -я ячейка в случае треугольной решетки твэлов сообщается с тремя ячейками j ($j=1, 2, 3$), расходы теплоносителя в которых в общем случае различны. Перетечка массы из ячейки i в ячейку j должна быть равна обратной перетечке массы из ячейки j в ячейку i , поскольку расходы в ячейках не меняются вдоль координаты z . Поэтому естественно записывать перенос массы из ячейки i в ячейку j в виде

$$\frac{1}{3} \mu_p \frac{G_i + G_j}{2}. \quad (12.99)$$

Коэффициент $1/3$ учитывает, что между всеми соседними ячейками массообмен идет с одинаковой интенсивностью. С учетом (12.99) количество тепла, перетекающего из ячейки i в ячейку j , равно

$$\frac{1}{3} \mu_p \frac{G_i + G_j}{2} c_p (\bar{T}_i - \bar{T}_j), \quad (12.100)$$

а полная потеря тепла ячейкой i за счет массообмена с тремя соседними равна

$$\frac{1}{6} \mu_p c_p \sum_{j=1}^3 (G_i + G_j) (\bar{T}_i - \bar{T}_j). \quad (12.101)$$

Баланс тепла на единицу длины ячейки имеет вид

$$G_i c_p \frac{d\bar{T}_i}{dz} + \frac{1}{6} \mu_p c_p \sum_{j=1}^3 (G_i + G_j) (\bar{T}_i - \bar{T}_j) = q_{Fi} \Pi_{об i}. \quad (12.102)$$

Система уравнений (12.102), записанных для каждой из сообщающихся параллельных ячеек сборки, оказывается замкнутой: число уравнений равно числу неизвестных среднемассовых температур $\bar{T}_i(z)$. При заданной начальной температуре потока $\bar{T}_i(0)$ из решения системы уравнений (12.102) можно получить изменение среднемассовых температур в ячейках $\bar{T}_i(z)$. Для двух взаимодействующих ячеек треугольной решетки стержней с одинаковым тепловыделением $q_F \pi d/2$, но разными расходами теплоносителя G_1 и G_2 система уравнений (12.102) имеет вид

$$G_1 c_p \frac{d\bar{T}_1}{dz} + \frac{1}{6} \mu_p c_p (G_1 + G_2) (\bar{T}_1 - \bar{T}_2) = q_F \pi d/2; \quad (12.103)$$

$$G_2 c_p \frac{d\bar{T}_2}{dz} + \frac{1}{6} \mu_p c_p (G_1 + G_2) (\bar{T}_2 - \bar{T}_1) = q_F \pi d/2. \quad (12.104)$$

Из решения данной системы можно получить формулу для температурной неравномерности $\bar{T}_2 - \bar{T}_1$ в виде

$$\frac{\bar{T}_2 - \bar{T}_1}{q_F R} \lambda_{ж} = \frac{8}{\text{Pe}} \frac{z}{d} \frac{G_1/G_2 - 1}{G_1/G_2} \frac{1 - \exp(-M)}{M}, \quad (12.105)$$

где $M = 1/6 \mu_p (1 + G_1/G_2)^2 (G_1/G_2)^{-1}$. Решение (12.105) показывает, что неравномерность подогрева теплоносителя уменьшается при выравнивании расхода в ячейках ($G_1 \rightarrow G_2$), увеличении числа Пекле, росте коэффициента перемешивания. Аналогичные методики расчета разрабатываются в настоящее время для двухфазного потока теплоносителя. Особое внимание здесь уделяется экспериментальному излучению интенсивности процессов поперечного переноса.

ПРОЧНОСТНЫЕ РАСЧЕТЫ ЭЛЕМЕНТОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

13.1. ОСНОВЫ РАСЧЕТА НА ПРОЧНОСТЬ

Расчет на прочность — важнейший этап конструирования ядерного реактора. На основе расчета выбираются основные размеры конструкции, ее геометрические формы, определяются допустимое число циклов нагружения и ресурс эксплуатации.

Прочностной расчет выполняется обычно в два этапа. На первом выбираются форма и основные размеры конструкции, например толщина стенок трубы, форма и толщина днища, патрубка и т. п. После выбора основных размеров производится поверочный расчет, в котором действующие напряжения сопоставляются с допустимыми напряжениями, выбранными в зависимости от типа конструкции, характера нагружения, вида действующих напряжений, режима работы. В процессе поверочного расчета оценивается также возможность возникновения остаточных изменений формы и размеров конструкции. По результатам поверочного расчета уточняется геометрическая форма конструкции, определяются допустимое число циклов нагружения и ресурс эксплуатации.

Прочностные расчеты тесным образом связаны с нейтронно-физическим и теплогидравлическим расчетами, которые позволяют судить об изменении во времени механических характеристик материалов под действием облучения и температуры.

13.1.1. Основные расчетные нагрузки

На выбор формы конструкции решающее влияние оказывают действующие нагрузки, определяемые функциями конструкции в реакторе, и технологичность ее изготовления. Установить действующие нагрузки в условиях нормальной эксплуатации и в условиях возможных их нарушений — важная задача конструирования.

Основными расчетными нагрузками элементов ядерных реакторов являются внутреннее или наружное давление теплоносителя и окружающей среды; собственная масса изделия и его содержимого; инерционные силы, особенно существенные для транспортных установок и энергетических реакторов, расположенных в зонах высокой сейсмической активности; реакции опор и трубопроводов; дополнительные нагрузки, например, от установленных на изделиях агрегатов, теплоизоляции трубопроводов; температурные воздействия.

Один из наиболее важных видов нагрузки — температурные воздействия, приводящие к термическим напряжениям. Градиенты температуры неизбежно сопутствуют процессам теплообмена.

Они имеют место как при стационарном режиме, так и при изменении мощности, работе системы АЗ и в других переходных процессах в реакторе. Следствием градиентов температур являются термические напряжения, пропорциональные разности температур по толщине элемента конструкции. Термические напряжения могут возникнуть и в однородно нагретых элементах, если стеснена свобода термических удлинений, например, из-за различия коэффициентов линейного расширения материалов. Термические напряжения могут существенно превышать напряжения от других видов нагрузок.

Необходим учет нагрузок, вызванных вибрацией или ударами. Первые обусловлены главным образом гидродинамическим воздействием движущегося с большой скоростью теплоносителя на элементы конструкции, например твэлы, органы регулирования, сборки. Удары возникают обычно как следствие аварийных ситуаций, например разрывы трубопровода или канала реактора.

Совокупность условий нагружения элемента конструкции называют *расчетным случаем*.

13.1.2. Цикл изменения напряжений. Режимы нагружения

Условия нагружения в процессе кампании реактора различны. Поэтому априори неясно, на каком этапе работы в элементе конструкции достигаются максимальные напряжения. В связи с этим прочностные расчеты проводятся для разных расчетных случаев во все периоды эксплуатации.

Основные расчетные случаи — это нормальные условия эксплуатации (затяг шпилек, пуск, стационарный режим, работа системы АЗ, изменение мощности реактора, остановка), нарушение нормальных условий эксплуатации и аварийные ситуации. Необходимость анализа двух последних расчетных случаев, их состав определяется проектирующей реакторы организацией.

Рассматривая последовательность расчетных случаев, можно получить зависимость напряжений в элементах конструкции от времени. Эта зависимость, имеющая характерный переход напряжения через максимум и минимум, характеризует цикл изменения напряжений, на основе которого оценивается работоспособность конструкции. Реакторы различного назначения имеют существенно разные циклы нагружения. Так, современные энергетические реакторы на тепловых нейтронах и перспективные реакторы на быстрых нейтронах рассчитаны на работу главным образом в стационарном режиме с относительно редкими остановками. Для транспортных реакторов, напротив, наиболее характерен эксплуатационный режим изменения мощности: перехода с одного уровня мощности на другой. При изменении мощности или остановке реактора происходит резкая смена условий нагружения: температура теплоносителя при остановке уменьшается до начальной,

изменяется давление теплоносителя. Следовательно, режим нагружения элементов реакторов может быть как стационарным, так и циклическим с различной величиной размаха напряжений (разности максимального и минимального значений напряжения в цикле) и разным числом циклов.

13.1.3. Влияние облучения на свойства материалов

Изменяющиеся напряжения в цикле нагружения в общем случае приводят к упругим, пластическим деформациям и деформациям ползучести. Упругие и пластические деформации реализуются мгновенно, деформации ползучести развиваются постепенно. Деформация зависит от изменения температуры конструкции и действия облучения, приводящих к изменению как кратковременных механических свойств (предела текучести, диаграммы деформирования), так и длительных механических свойств (характеристик ползучести, длительной прочности).

Изменение механических свойств материалов под действием облучения объясняется нарушениями кристаллической решетки твердых тел под действием облучения. Образующиеся дефекты ускоряют процессы диффузии, создают центры выделения новых фаз. Объединяясь, дефекты тормозят движение дислокаций и тем самым упрочняют материал. Под действием облучения в результате ядерных реакций образуются новые атомы, которые при достаточном их количестве могут выделяться в отдельную фазу (например, пузырьки гелия в бериллии).

Основное влияние облучения состоит в снижении пластических свойств и уменьшении удлинения, а также в повышении пределов текучести и прочности. Опасное последствие облучения — повышение температуры перехода материала от пластического состояния к хрупкому, при этом материал теряет способность перераспределять неравномерные напряжения, что способствует возникновению локальных перенапряжений и может привести к хрупкому разрушению. Хрупкое разрушение, как правило, связано со снижением температуры изделия в процессе эксплуатации.

Изменение механических свойств материалов при облучении устанавливается экспериментально. В большинстве исследований облучение характеризуется флюенсом нейтронов с энергией, превышающей некоторую пороговую ($E > E_0$),

$$\Phi(t) = \int_0^t \int_{E_0}^{\infty} \psi(E, t) dE dt, \quad (13.1)$$

где $\psi(E, t)$ — функция распределения энергий нейтронов. Иногда за дополнительную характеристику условий облучения принимают среднюю энергию нейтронов $\bar{E}$:

$$\bar{E} = \frac{\int_0^{\infty} \psi E dE}{\int_0^{\infty} \psi dE} \left(\int_0^{\infty} E dE \right)^{-1}. \quad (13.2)$$

Для получения достоверных данных о влиянии флюенса нейтронов на механические характеристики материалов испытания следует проводить в условиях,

максимально приближенных к рабочим по спектру и температуре облучения. Для тонкостенных конструкций, в первую очередь для оболочек твэлов и чехлов каналов (сборок), работающих в коррозионно-активных средах, испытания должны проводиться на натуральных образцах в натурной рабочей среде.

При больших флюенсах быстрых нейтронов ($\Phi > 10^{22}$ нейтр./см², $E > 0,1$ МэВ) и температурах, равных 0,3—0,5 температуры плавления, конструкционные материалы могут распухать (увеличиваться в объеме) вследствие образования вакансий. Распухание зависит от флюенса, температуры материала, а также от напряженного состояния конструкции и при флюенсе 10^{23} нейтр./см² для аустенитных нержавеющей сталей может достигать ~10 % первоначального объема.

Для свободного (ненапряженного) распухания аустенитных сталей типов 304 и 316 справедлива следующая эмпирическая зависимость для относительного изменения объема

$$S_R = A_{0s} A_s(T) \Phi^{\lambda_s}, \quad (13.3)$$

где $A_{0s} = 0,43 \cdot 10^{-50}$; $\lambda_s = 1,71$; $A_s(T) = 10^{1,55 \cdot 10^4/T - 5,99 \cdot 10^6/T^2}$; $\Phi \leq 7 \times 10^{22}$ нейтр./см²; $E > 0,1$ МэВ; T измеряется в кельвинах.

13.1.4. Оценка прочности

В реакторостроении, как и в других областях техники, широко распространена оценка прочности по коэффициентам запаса, определяющим так называемые допускаемые напряжения. Действующие в конструкции максимальные напряжения не должны превышать допускаемых.

Запас прочности учитывает разброс механических свойств материала, неточность знания действующих нагрузок и напряжений в силу приближенного характера любого метода их определения, отклонения размеров элементов конструкции в пределах поля допуска. Запас прочности используется главным образом как способ сравнения надежности вновь создаваемого элемента конструкции и подобных элементов, длительное время находящихся в эксплуатации. Поэтому запас прочности зависит как от типа конструкции, так и от условий нагружения (расчетного случая).

В нормах расчета на прочность [19] установлены следующие номинальные допускаемые напряжения $[\sigma_n]$:

для элементов, изготовляемых из углеродистых, низколегированных и аустенитных сталей, хромоникелевых сплавов, как наименьшее из значений

$$[\sigma_n] = \sigma_{B/nB}^T \text{ или } [\sigma_n] = \sigma_{0,2/n0,2}^T, \quad (13.4)$$

где $n_B = 2,6$; $n_{0,2} = 1,5$;

для труб каналов уран-графитовых реакторов, изготовляемых из циркониевых сплавов и трубопроводов, изготовляемых из жаропрочных хромомолибденовых сталей, как наименьшее из значений

$$[\sigma_n] = \sigma_{0,2/n0,2}^T; \quad [\sigma_n] = \sigma_{B/nB}^T; \quad [\sigma_n] = \sigma_{д.п./n_{д.п.}}^T, \quad (13.5)$$

где $n_B = 2,6$; $n_{0,2} = 1,5$; $n_{д.п.} = 1,5$;

для труб из циркониевых сплавов при отсутствии данных о пределе длительной прочности или в случае необходимости ограничить деформацию ползучести как наименьшее из значений

$$[\sigma_n] = \sigma_{0,2}^T / n_{0,2}; \quad [\sigma_n] = \sigma_{В}^T / n_B; \quad [\sigma_n] = \sigma_{п}^T / n_n, \quad (13.6)$$

где $n_B = 2,6$; $n_{0,2} = 1,5$; $n_n = 1,0$.

В последних формулах $\sigma_{В}^T$, $\sigma_{0,2}^T$, $\sigma_{д.п.}^T$, $\sigma_{п}^T$ — минимальные значения предела прочности, текучести, средние значения предела длительной прочности за 10^5 ч, предела ползучести, при котором деформация ползучести достигает заданного значения за 10^5 ч, определенные при расчетной температуре T ; n_B , $n_{0,2}$, $n_{д.п.}$, n_n — запасы прочности по пределу прочности, пределу текучести, пределу длительной прочности и пределу ползучести.

Допускаемые напряжения равны номинальным допускаемым напряжениям или превышают их на 20—80% и более в зависимости от напряженного состояния конструкции и вида нагружения. При нарушении нормальных условий эксплуатации и в аварийных ситуациях принимаются большие значения допускаемых напряжений.

Изложенная методика расчета допускаемых напряжений справедлива для условий постоянного нагружения. При переменном во времени, циклическом, нагружении элемент конструкции разрушается, как правило, от меньших напряжений. Усталостное разрушение начинается с образования поверхностной трещины, которая развивается в направлении, перпендикулярном линии действия наибольших нормальных напряжений. Допускаемое напряжение при циклическом нагружении зависит от свойств материала, характеристик формы цикла, числа циклов, если их менее 10^6 .

Например, для малоуглеродистых и низколегированных сталей при $\sigma_{0,2}^T / \sigma_{В}^T \leq 0,6$ и для хромоникелевых аустенитных сталей при $\sigma_{0,2}^T / \sigma_{В}^T \leq 0,6$ допускаемая амплитуда напряжения (полуразность максимального и минимального напряжений) $[\sigma_a]$ связана с допустимым числом циклов нагружения $[N] < 10^6$ формулами:

$$[\sigma_a] = \frac{2,3E^T}{n_{\sigma} \left(4[N]^m + \frac{1+r^*}{1-r^*} \right)} \lg \frac{100}{100 - \psi^T} + \frac{\sigma_{-1}^T}{n_{\sigma} \left(1 + \frac{\sigma_{-1}^T}{\sigma_{В}^T} \frac{1+r^*}{1-r^*} \right)}, \quad (13.7)$$

$$[\sigma_a] = \frac{2,3E^T}{4 \left(n_N [N]^m + \frac{1+r^*}{1-r^*} \right)} \lg \frac{100}{100 - \psi^T} + \frac{\sigma_{-1}^T}{1 + \frac{\sigma_{-1}^T}{\sigma_{В}^T} \frac{1+r^*}{1-r^*}}, \quad (13.8)$$

где $n_{\sigma} = 2$; $n_N = 10$ — запасы прочности по напряжениям и долговечности; $r^* = (\sigma_{\max}^* - 2\sigma_a^*) (\sigma_{\max}^*)^{-1}$ — коэффициент асимметрии цикла напряжений (если $r^* \leq 1$, то принимаем $r^* = -1$); σ_a^* — амплитуда действующих напряжений; σ_{-1}^T — предел усталости при симметричном цикле растяжения — сжатия ($r^* = -1$); m — характеристика материала. Предел усталости принимается равным $\sigma_{-1}^T = 0,4\sigma_{В}^T$ при $\sigma_{В}^T \leq 400 \div 700$ МПа; $\sigma_{-1}^T = (0,54 - 2,04 \times 10^{-4} \sigma_{В}^T) \sigma_{В}^T$ при $\sigma_{В}^T \leq 700 \div 1200$ МПа. Показатель степени m в первом диапазоне изменения $\sigma_{В}^T$ принимается равным 0,5; во втором — $m = 0,36 + 2,04 \cdot 10^{-4} \sigma_{В}^T$. Модуль упругости E^T , относительное

Таблица 13.1. Механические свойства сталей X18H9T, X18H10T, X18H12T

Характеристика стали	Температура, °C						
	20	100	200	300	400	500	525
$\sigma_{В}$, МПа	490	461	421	392	353	323	314
$\sigma_{0,2}$, МПа	216	206	187	176	167	147	147
ψ , %	55	55	50	46	44	—	—
α , 10^{-6} 1/°C	16,6	17,0	17,2	17,5	17,9	18,6	—
E , 10^4 МПа	20,1	19,8	19,3	18,6	17,7	15,7	—

сужение поперечного сечения образца при статическом разрушении растяжением ψ (%), временное сопротивление $\sigma_{В}^T$ принимаются минимальными в рассматриваемом интервале расчетных температур (табл. 13.1). Кривая усталости для хромоникелевых сталей до температуры 450°С приведена на рис. 13.1. Допустимые сочетания σ_a^* и N лежат под кривой усталости.

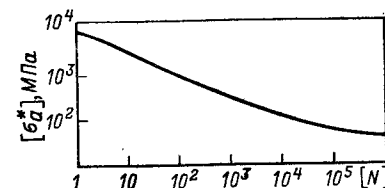


Рис. 13.1. Расчетная кривая усталости для хромоникелевых сталей до температуры 450°С

Если в период эксплуатации наблюдаются различные режимы циклического нагружения, то их совместное влияние учитывают на основе линейного суммирования повреждений по формуле

$$\sum_i^k N_i / [N_i] = a,$$

где N_i — число циклов нагружения в i -м режиме с напряжением σ_{ai}^* ; $[N_i]$ — допускаемое число циклов нагружения, определяемое по расчетной кривой усталости при амплитуде напряжений σ_{ai}^* ;

k — число режимов нагружения. Условие прочности при различных режимах циклического нагружения состоит в том, чтобы накопленное усталостное повреждение a не превышало 1 ($a \leq 1$).

В тех случаях, когда расчетная оценка циклической прочности элемента конструкции показывает, что при выбранных запасах $n_\sigma = 2$ и $n_N = 10$ условие прочности $a \leq 1$ не выполняется, оценка прочности может быть проведена по результатам испытаний натурных элементов конструкции или их моделей. Модель должна быть изготовлена в соответствии с требованиями, предъявляемыми к штатным конструкциям. Режим испытаний по нагрузкам и температурам должен соответствовать условиям эксплуатации. Конструкция считается работоспособной в условиях циклического нагружения, если к моменту возникновения трещин при испытаниях коэффициенты запаса n_σ и n_N не ниже соответственно 1,25 и 3.

Важное значение для оценки прочности конструкций реактора имеет определение условий нагружения, исключающих опасность хрупкого разрушения, при котором относительная деформация в момент разрушения мала и не превышает 3%. Особенно опасно хрупкое разрушение, которое происходит внезапно, без заметного предварительного повреждения. Хрупкому разрушению способствуют зоны с высокой концентрацией напряжений и большим запасом упругой энергии, работа материала при низких температурах, нагружение быстровозрастающими ударными усилиями. Пластичные материалы способны к перераспределению, релаксации напряжений в процессе пластического течения. Поэтому в них маловероятно возникновение хрупкого разрушения.

Наиболее опасно хрупкое разрушение корпуса реактора. Нормы расчета на прочность рекомендуют следующие условия нагружения, исключающие условия хрупкого разрушения, зависящие от температуры рассматриваемой области корпуса T_0 . Эта температура сравнивается с критической температурой хрупкости корпуса $T_{кр}$, определяемой соотношением

$$T_{кр} = T_{кр0} + \Delta T + \Delta T_{ст} + \Delta T_N + \Delta T_\Phi, \quad (13.9)$$

где $T_{кр0}$ — критическая температура хрупкости материала, определяемая в испытаниях на ударный изгиб и равная наибольшему из двух значений температуры, при которой доля волокнистого излома составляет 50% всей поверхности излома, и температуры, соответствующей значению ударной вязкости 0,6 МПа·м; ΔT — температурный запас, принимаемый равным 30 °С; $\Delta T_{ст}$ — сдвиг критической температуры хрупкости, связанный с эффектом старения материала, определяемый по значениям ударной вязкости материала, подвергнутого старению; ΔT_N — сдвиг критической температуры хрупкости для малоуглеродистых и низколегированных сталей, равный 20 °С; ΔT_Φ — сдвиг критической температуры хрупкости, связанный с влиянием нейтронного облучения:

$$\Delta T_\Phi = A_\Phi (\Phi \cdot 10^{-18})^{1/3}, \quad (13.10)$$

где $\Phi = 10^{18} \div 3 \cdot 10^{20}$ нейтр./см² ($E > 0,5$ МэВ) — флюенс нейтронов; $A_\Phi = 9 \div 40$ °С/(нейтр.·см⁻²)^{1/3} — коэффициент пропорциональности, зависящий от материала, способа его термообработки, температуры облучения. Наименьшее значение A_Φ соответствует стали 12Х2МФА, облученной при температурах 250—300 °С; наибольшее — металлу сварного шва конструкции из стали 22К, отожженному и облученному при 150—220 °С.

Если температура корпуса T_0 меньше критической температуры хрупкости $T_{кр}$, то допускаемые напряжения в корпусе принимаются равными $0,5\sigma_{0,2}$ или $0,25\sigma_{0,2}$ в зависимости от того, подвергаются или не подвергаются корпусу периодическим обследованиям при эксплуатации в соответствии с требованиями «Правил устройства и безопасной эксплуатации оборудования атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок» (М.: Металлургия, 1973). Коэффициенты 0,5 и 0,25 соответствуют коэффициентам запаса по хрупкому разрушению $n_{хр}$, равным 2 и 4. Если температура корпуса T_0 превышает критическую температуру корпуса $T_{кр}$, то допустимое напряжение $[\sigma]$ выбирается в соответствии с изложенными выше рекомендациями в зависимости от условия нагружения и напряженного состояния.

Условия хрупкого нагружения изображаются обычно в виде диаграммы (рис. 13.2), дающей зависимость между температурой и допустимым напряжением. Линия $ABBB''$ соответствует изготовленному корпусу ($\Delta T_{ст} = \Delta T_N = \Delta T_\Phi = 0$), линия $AB'B'B''$ — корпусу, еще не подвергавшемуся облучению, линия $AB''B''B''$ — корпусу, находившемуся в эксплуатации. Допустимые сочетания температур и напряжений лежат правее и ниже соответствующих линий в зависимости от рассматриваемого периода работы корпуса. Проверка сопротивления хрупкому разрушению проводится для всех видов нагрузок и всех расчетных случаев, в том числе для условий гидротестирования.

Недостаток подхода к оценке прочности на основе допустимых напряжений и запасов прочности состоит в его детерминированном характере. При таком подходе должным образом не учитывается неизбежное рассеяние действующих и разрушающих напряжений, нельзя говорить о вероятности разрушения. Этот недостаток устраняется введением статистических запасов прочности и построением статистических моделей надежности, учитывающих действительные распределения действующих и разрушающих напряжений [3]. На основе такого подхода можно получить связь вероятности разрушения $P_{разр}$ с запасом по средним значе-

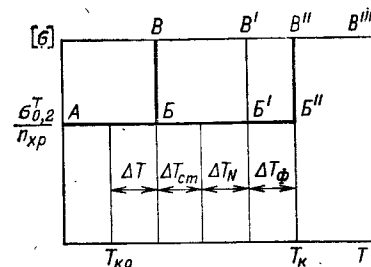


Рис. 13.2. Диаграмма сопротивления хрупкому разрушению

ниям $\bar{n}$ и коэффициентами вариации действующих и разрушающих напряжений $v_{\xi} = s_{\xi} / \bar{\xi}$ и $v_{\eta} = s_{\eta} / \bar{\eta}$ соответственно

$$P_{\text{разр}} = \frac{1}{2} - \Phi \left(\frac{n-1}{\sqrt{v_{\xi}^2 - \bar{n}^2 v_{\eta}^2}} \right), \quad (13.11)$$

где η , ξ — разрушающее и действующее напряжения; $\bar{\eta}$, $\bar{\xi}$ — их средние значения; s_{η} , s_{ξ} — среднеквадратические отклонения разрушающих и действующих напряжений; $\bar{n} = \bar{\eta} / \bar{\xi}$ — коэффициент запаса по средним значениям напряжений;

$$\Phi(z) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_0^z \exp \left(-\frac{u^2}{2} \right) du$$

— функция Лапласа для нормального распределения случайных величин.

Запасы по средним значениям больше практически используемых запасов прочности, которые определяются по наименьшим значениям разрушающих и наибольшим значениям действующих напряжений.

Анализ данных табл. 13.2 показывает, что увеличение коэффици-

Таблица 13.2. Зависимость вероятности разрушения от запаса прочности по средним напряжениям

$\bar{n}$	$v_{\eta} = 0,05$ при v_{ξ}/v_{η} равном			$v_{\eta} = 0,15$ при v_{ξ}/v_{η} равном		
	1	2	3	1	2	3
1	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5
1,25	$0,905 \cdot 10^{-3}$	$0,17 \cdot 10^{-2}$	$0,62 \cdot 10^{-1}$	0,149	0,239	0,305
1,5	$0,143 \cdot 10^{-7}$	$0,317 \cdot 10^{-4}$	$0,144 \cdot 10^{-2}$	0,032	0,092	0,161
2,0	$0,19 \cdot 10^{-18}$	$0,78 \cdot 10^{-12}$	$0,14 \cdot 10^{-7}$	$0,14 \cdot 10^{-2}$	$0,91 \cdot 10^{-1}$	0,031
4,0	$0,29 \cdot 10^{-47}$	$0,33 \cdot 10^{-40}$	$0,18 \cdot 10^{-32}$	$0,62 \cdot 10^{-6}$	$0,39 \cdot 10^{-5}$	$0,317 \cdot 10^{-4}$

циентов вариации действующих и разрушающих напряжений, связанное с несовершенством технологии производства конструкции и материалов, вызывает необходимость существенно повышать коэффициенты запаса по условиям обеспечения высокой прочностной надежности конструкции. Последнее имеет следствием нецелесообразное увеличение металлоемкости изделий. Поэтому создание материалов со стабильными свойствами и совершенствование технологии изготовления являются важными задачами реакторостроения.

13.2. ВЫБОР ОСНОВНЫХ РАЗМЕРОВ ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИИ

Выбор основных размеров проводится для простых геометрических форм элементов, на которые разбивается разрабатываемая конструкция. В расчетах используется номинальное значение до-

пускаемого напряжения $[\sigma_n]$, определяемого по (13.4) — (13.6) и выбираемого при расчетной температуре стенки. Последняя принимается равной среднеарифметической температуре наружной и внутренней поверхности в наиболее нагретом участке. Она определяется в процессе теплогидравлического расчета. Расчетное давление выбирается с учетом рабочего и гидростатического давления, гидравлического сопротивления, а также повышения давления, связанного со срабатыванием предохранительных и регулирующих устройств в условиях нормальной эксплуатации. Расчетное давление принимается равным 90 % максимального давления в элементе конструкции.

13.2.1. Цилиндрические и сферические сосуды под внутренним давлением

Номинальная толщина стенки цилиндрических и сферических сосудов под внутренним давлением (бесшовных и сварных, изготовленных из вальцованных или штампованных листов) должна быть не менее соответственно

$$s_n = \frac{pD}{2\varphi[\sigma_n] - p} + c, \quad (s_n - c)/D \leq 0,3; \quad (13.12)$$

$$s_n = \frac{pD}{4\varphi[\sigma_n] - p} + c, \quad (s_n - c)/D \leq 0,1 \quad (13.13)$$

где p — расчетное давление; D — номинальный внутренний диаметр; $c = c_1 + c_2 + c_3 + c_4$ — прибавка к толщине стенки, складывающаяся из минусового допуска на толщину стенки (c_1), утонения стенки от всех видов коррозии за срок службы сосуда (c_2), необходимого утолщения, обусловленного технологией, условиями монтажа или другими соображениями проектирующей организации (c_3), утонения стенки в местегиба трубопроводов (c_4). Выбор коэффициента прочности φ описан в п. 13.2.5.

13.2.2. Цилиндрические коллекторы, штуцера и трубы под внутренним давлением

Номинальная толщина стенки не должна быть менее

$$s_n = \frac{pD_n}{2\varphi[\sigma_n] + p} + c, \quad (s_n - c)/D_n \leq 0,2, \quad (13.14)$$

где D_n — номинальный наружный диаметр элемента. Остальные обозначения здесь и далее совпадают с приведенными после (13.12), (13.13). Формула (13.14) применима для расчета коллекторов, штуцеров и труб, изготовленных из бесшовных или сварных труб. Для гнутых труб прибавку c_4 выбирают равной наибольшему из следующих значений:

$$c_4 = s_n \left[1 - 2 \left(1 - \frac{b}{100} \right)^2 \frac{2R/D_n + 1}{4R/D_n + 1} \right]; \quad c_4 = s_n \left[\frac{1,5(a/100 - s_n/D_n)}{1,5a/100 + s_n/D_n} \right];$$

где $b = 100(s_n - s_{n \text{ мин}})/s_n$; $a = 200(D_{\text{макс}} - D_{\text{мин}})/(D_{\text{макс}} + D_{\text{мин}})$; $D_{\text{макс}}$, $D_{\text{мин}}$ — максимальный и минимальный наружные диаметры трубы, измеренные в одном поперечном сечениигиба; $s_{\text{мин}}$ — минимальная толщина стенки в растянутой части гнутого участка; R — радиусгиба трубы по нейтральной линии.

Определенную по (13.4) толщину стенки трубы округляют до ближайшего большего значения, имеющегося в сортаменте. Округление в меньшую сторону допускается не более 3 %.

13.2.3. Конические переходные участки под внутренним давлением

Выбор размеров по приводимым формулам возможен для конических переходных участков следующей геометрии:

$$0,005 \leq (s_n - c)/D_1 \leq 0,1; \quad \alpha \leq 45^\circ;$$

$$\frac{D_0}{D_1} < 1,8 - 2,8 \sqrt{\left(1 + \frac{s_n - c}{D_1}\right) \frac{s_n - c}{D_1} \frac{\sin \alpha}{\sqrt{\cos \alpha}}},$$

где D_0 , D_1 — внутренние диаметры меньшего и большего оснований конического переходного участка; α — угол конусности, равный половине угла при вершине (рис. 13.3).

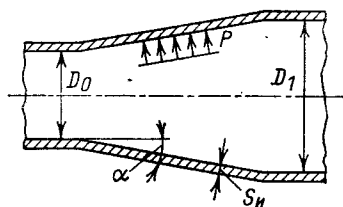


Рис. 13.3. Схема конического переходного участка

Номинальная толщина стенки конического участка должна быть не менее

$$s_n = \frac{pD_1}{2\varphi[\sigma_n] \cos \alpha - p} + c. \quad (13.15)$$

13.2.4. Выпуклые днища

Номинальная толщина стенки днища должна быть не менее

$$s_n = \frac{pD}{4\varphi[\sigma_n]} \frac{D}{2h} + c, \quad (13.16)$$

где D — внутренний диаметр днища (рис. 13.4); h — высота выпуклой части днища. Формула (13.16) применима для днищ со следующими геометрическими параметрами: $h/D \geq 0,2$; $(s_n - c)/D \leq 0,1$.

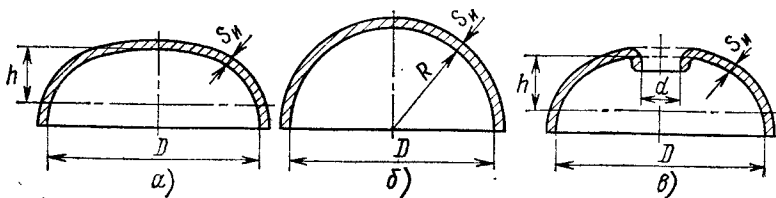


Рис. 13.4. Схема выпуклых днищ:

а — глухого эллиптического; б — сферического; в — эллиптического с отверстием

13.2.5. Коэффициенты прочности

Коэффициенты прочности учитывают увеличение напряжений в элементах конструкции в связи с ослаблением их одиночным отверстием или рядом отверстий. Во всех случаях $\varphi \leq 1$.

Одиночным считается отверстие, кромка которого удалена от ближайшего отверстия на расстояние, превышающее $2\sqrt{D_c(s_n - c)}$, где D_c — средний диаметр оболочки. Отверстие считается неукрепленным, если оно не содержит усиливающих штуцеров, накладок. Отверстие с развальцованной в нем трубой считается неукрепленным.

Для оболочки, ослабленной одиночным неукрепленным отверстием внутренним диаметром d ,

$$\varphi = \frac{2}{2 + d/\sqrt{D_c(s_n - c)}}, \quad \text{если } \frac{d}{\sqrt{D_c(s_n - c)}} \geq 1,0;$$

$$\varphi = \frac{1,6}{1,4 + d/\sqrt{D_c(s_n - c)}}, \quad \text{если } 0,2 < \frac{d}{\sqrt{D_c(s_n - c)}} < 1,0;$$

$$\varphi = 1,0 \quad \text{при } d/\sqrt{D_c(s_n - c)} \leq 0,2.$$

Диаметр неукрепленного отверстия не должен превышать предельного значения, равного

$$d_{\text{пред}} = 2\left(\frac{1}{\varphi_0} - 1\right)\sqrt{D_c(s_n - c)} \quad \text{при } \varphi_0 \leq \frac{2}{3};$$

$$d_{\text{пред}} = \left(\frac{1,6}{\varphi_0} - 1,4\right)\sqrt{D_c(s_n - c)} \quad \text{при } \frac{2}{3} < \varphi_0 < 1;$$

где φ_0 — минимальное допускаемое значение коэффициента прочности, равное: для цилиндрической оболочки

$$\varphi_0 = p[D + (s_n - c)]/2(s_n - c)[\sigma_n];$$

для сферической

$$\varphi_0 = p[D + (s_n - c)]/4(s_n - c)[\sigma_n];$$

для конической

$$\varphi_0 = p[D_n + (s_n - c)]/2(s_n - c)[\sigma_n] \cos \alpha;$$

для эллиптических днищ

$$\varphi_0 = \frac{pD}{4(s_n - c)[\sigma_n]} \frac{D}{2h}.$$

где D_n — внутренний диаметр конической оболочки в сечении, проходящем через отверстия.

Если диаметр отверстия $d > d_{\text{пред}}$, то отверстие необходимо укрепить и определить коэффициент прочности для укрепленного отверстия в соответствии с нормами расчета на прочность.

Отверстия, расстояния между кромками которых менее $2\sqrt{D_c(s_n - c)}$, рассматриваются как образующие ряд. Коэффициенты прочности оболочек, ослабленных рядом отверстий, зависят от геометрии ряда. Для продольного (расположенного вдоль оси) ряда отверстий в цилиндрической оболочке (рис. 13.5, а) и ряда произвольного направления в шаровой оболочке

$$\varphi = 1 - d/l, \quad (13.17)$$

где l — шаг отверстий.

Для окружного (поперечного) ряда отверстий (рис. 13.5, б) в цилиндрической оболочке

$$\varphi = 2(1 - d/l_1), \quad (13.18)$$

где l_1 — шаг отверстий.

При шахматном расположении отверстий в цилиндрической оболочке

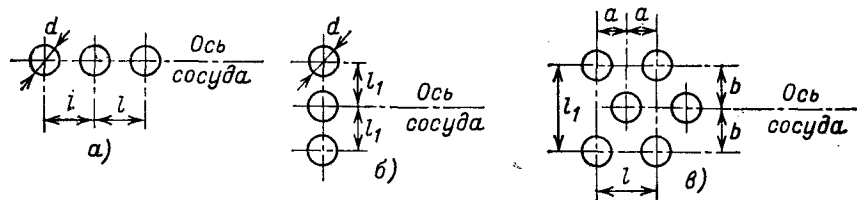


Рис. 13.5. Расположение отверстий:

а — продольный ряд; б — поперечный ряд; в — поле отверстий с шахматным расположением

(рис. 13.5, в) коэффициент прочности равен наименьшему из трех значений: в продольном направлении, определенном для шага $l=2a$ по (13.17), в окружном направлении, определенном для шага $l_1=2b$ по (13.18), и в диагональном направлении по формуле ($m=b/a$):

$$\varphi = \left(1 - \frac{d}{a} \frac{1}{\sqrt{1+m^2}}\right) / \sqrt{1 - 0,75 \left(\frac{m^2}{1+m^2}\right)^2} \quad (13.19)$$

Если шаги между отверстиями различны, то коэффициент прочности принимают равным наименьшему из коэффициентов прочности для каждой пары отверстий. Для соседних отверстий различного диаметра d_1 и d_2 для определения коэффициента прочности используется среднеарифметическое значение диаметра: $d=0,5(d_1+d_2)$.

13.2.6. Круглые плоские днища и крышки

Толщина стенки плоского днища и крышки, сплошных или имеющих центральное неукрепленное отверстие диаметром не более $3/4$ внутреннего диаметра днища, выбирается равной не менее

$$s_1 = \frac{k}{k_0} D \sqrt{\frac{p}{[\sigma_H]}}, \quad (13.20)$$

где k — коэффициент формы, зависящий от конструкции днища (рис. 13.6);

$$k_0 = \begin{cases} 1 & \text{для днищ и крышек без отверстия;} \\ 1 - 0,43d/D & \text{для } d/D \leq 0,35 \\ 0,85 & \text{для } 0,35 < d/D \leq 0,75, \end{cases}$$

где d — диаметр неукрепленного центрального отверстия.

13.2.7. Гладкие цилиндрические и конические оболочки под наружным давлением

Для элементов, находящихся под наружным давлением, расчет ведется по предварительно заданным геометрическим размерам. Поэтому выбор размеров элементов требует обычно нескольких итераций.

Действующее наружное давление на гладкую цилиндрическую оболочку не должно превышать допускаемого

$$[p] = \frac{1}{2} \xi p_{кр}, \quad (13.21)$$

где $\xi = \min[0,7; \lambda/(1+\lambda)]$; $\lambda = \sigma_{0,2}^T / \delta_{кр}$ — поправочный коэффициент; $p_{кр} = 2\sigma_{кр} \left(\frac{s_H - c}{D_c} \right)$ — критическое давление; D_c — средний диаметр оболочки; $\sigma_{кр}$ — критическое напряжение:

$$\sigma_{кр} = \begin{cases} 1,1E \left(\frac{s_H - c}{D_c} \right)^2 & \text{для } L \geq L_{кр}, \\ 1,3E \frac{D_c}{L} \left(\frac{s_H - c}{D_c} \right)^{3/4} & \text{для } D_c/2 < L < L_{кр}; \end{cases}$$

$L_{кр} = \frac{1}{2} D_c \sqrt{D_c/(s_H - c)}$ — критическая длина цилиндрической оболочки;

L — расчетная длина, равная сумме длины оболочки, длины отбортованных частей и одной трети высоты каждого днища, а для оболочек с фланцами — расстоянию между ними.

Эскиз соединения	k	Эскиз соединения	k
	0,6		$0,45(1-0,23s/s_1)$ $k \geq 0,35$
	$0,45(1-0,23s/s_1)$ $k \geq 0,35$		0,6 $D=D_0$
	0,35		0,45 $D=D_{сн}$
			0,5

Рис. 13.6. Конструкции плоских крышек и днищ и соответствующие им коэффициенты формы

Формула (13.21) применима для следующих условий:

$$0,005 < (s_H - c)/D_c < 0,2; \quad D_c/L < 2,0$$

и овальности оболочки a [см. п. 13.2.2] не более 8 %.

Для усеченных и полных конических оболочек допускаемое наружное давление определяется по формуле (13.21). Критическое давление

$$p_{кр} = 2\sigma_{кр} [(s_H - c)/D_{1c}] \cos \alpha,$$

где D_{1c} — средний диаметр большого основания конуса; α — угол конусности ($10^\circ \leq \alpha \leq 70^\circ$); $\sigma_{кр} = \frac{1}{2} c_x E \sin \alpha \cdot (\cos \alpha)^{1/2} \left(\frac{s_n - c}{D_{1c}} \right)^{3/4}$ — критическое напряжение; c_x выбирается по графику рис. 13.7 в зависимости от отношения меньшего и большего средних диаметров конуса $x = D_{0c}/D_{1c}$.

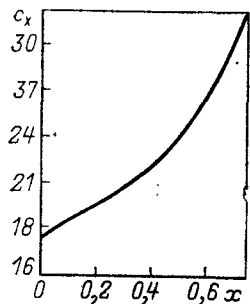


Рис. 13.7. К определению коэффициента c_x

Коэффициент ξ равен таковому для цилиндрической оболочки. Формулы справедливы для

$$0,005 < (s_n - c)/D_{1c} < 0,1.$$

Толщина стенки оболочек, нагруженных внешним давлением, должна быть не менее толщины, определенной по формулам для действующего внутреннего давления, в которых за $[\sigma_n]$ принято меньшее из значений $\sigma_{0,2}^T$ и $\sigma_B^T/0,6$.

13.2.8. Цилиндрические оболочки в условиях осевого сжатия

Для заданных геометрических размеров оболочки расчетное осевое напряжение сжатия $\sigma_p^{сж}$ не должно превышать допускаемого напряжения сжатия $[\sigma]$:

$$\sigma_p^{сж} = Q/\pi D_c (s_n - c),$$

где Q — расчетная осевая сжимающая сила; D_c — средний диаметр оболочки; $[\sigma] = \min\{[\sigma]_1; [\sigma]_2\}$; $[\sigma]_1 = 1/2 \xi_1 \sigma_{кр1}$; $[\sigma]_2 = 1/2 \xi_2 \sigma_{кр2}$; $\sigma_{кр1} = E(s_n - c)/D_c$; $\sigma_{кр2} = 1,2 E(D_c/vL)^2$; $\xi_1 = \min\{0,25; \lambda_1/(1+\lambda_1)\}$; $\xi_2 = \min\{0,7; \lambda_2/(1+\lambda_2)\}$; $\lambda_1 = \sigma_{0,2}^T/\sigma_{кр1}$; $\lambda_2 = \sigma_{0,2}^T/\sigma_{кр2}$; L — длина оболочки.

Коэффициент v принимают равным 1 в случае, когда оба края цилиндрической оболочки закреплены шарнирно; $v=0,5$, когда оба края жестко заделаны; $v=0,7$, когда один край закреплен шарнирно, а другой жестко заделан. Формулы применимы для

$$0,005 < (s_n - c)/D_c < 0,2.$$

При совместном действии наружного давления и осевого сжатия устойчивость цилиндрических элементов имеет место, если

$$\sigma_p^{сж}/[\sigma] + p_p/[p] \leq 1,0,$$

т. е. сумма отношения расчетных и допустимых напряжений сжатия и внешнего давления не превышает 1.

13.3. ОПРЕДЕЛЕНИЕ НАПРЯЖЕНИЙ И ДЕФОРМАЦИЙ

13.3.1. Нормативный метод

При выполнении поверочного расчета в области упругости материалов определяют для каждого расчетного случая составляющие напряжения вдоль координатных осей $\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z$, главные напряжения $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ и приведенные напряжения $\sigma_1 - \sigma_2, \sigma_2 - \sigma_3, \sigma_1 - \sigma_3$.

Приведенные напряжения вычисляют по теории наибольших касательных напряжений, за исключением расчета на сопротивление хрупкому разрушению, когда применяют теорию наибольших нормальных напряжений. Наибольшие значения приведенных напря-

жений не должны превышать допускаемых напряжений, равных $\eta [\sigma_n]$.

В условиях переменного во времени нагружения находят размахи приведенных напряжений. Для этого в некотором расчетном режиме (например, при пуске) определяют главные напряжения, которые обозначают $\sigma_i, \sigma_j, \sigma_k$. В большинстве случаев положение главных площадок не изменяется в процессе нагружения. Далее для последующих расчетных режимов вычисляют величины $\sigma_i, \sigma_j, \sigma_k$ на фиксированных площадках и определяют на каждой из них $\sigma_{i \max}, \sigma_{i \min}, \sigma_{j \max}, \dots, \sigma_{k \min}$. Для моментов времени, в которых наблюдаются минимальные и максимальные величины $\sigma_i, \sigma_j, \sigma_k$, условные приведенные напряжения находят по формулам:

$$\begin{aligned} \sigma_{i \max} - \sigma_j; & \quad \sigma_{i \max} - \sigma_k; & \quad \sigma_j - \sigma_k & \text{ для } t = t_1; \\ \sigma_{i \min} - \sigma_j; & \quad \sigma_{i \min} - \sigma_k; & \quad \sigma_j - \sigma_k & \text{ для } t = t_2; \\ \dots & \dots & \dots & \dots \\ \sigma_{k \min} - \sigma_i; & \quad \sigma_{k \min} - \sigma_j; & \quad \sigma_i - \sigma_j & \text{ для } t = t_6, \end{aligned}$$

где $t_1, t_2, \dots, t_6$ — моменты времени экстремальных значений напряжений. Определив наибольшие и наименьшие значения условных приведенных напряжений, размах приведенных напряжений получают как наибольшую величину из следующих:

$$\begin{aligned} (\sigma_i - \sigma_j)_{\max} - (\sigma_i - \sigma_j)_{\min}; \\ (\sigma_i - \sigma_k)_{\max} - (\sigma_i - \sigma_k)_{\min}; \\ (\sigma_j - \sigma_k)_{\max} - (\sigma_j - \sigma_k)_{\min}. \end{aligned}$$

Размах приведенных напряжений не должен быть больше допускаемых значений $\eta [\sigma_n]$.

Амплитуды приведенных напряжений для расчета на сопротивление циклическому разрушению находят так же, как размахи приведенных напряжений, но общий процесс изменения главных напряжений $\sigma_i, \sigma_j, \sigma_k$ разбивают на циклы, в пределах которых главные напряжения достигают максимального и минимального значений. Амплитуда приведенных напряжений в каждом цикле равна наибольшему из следующих значений:

$$(\sigma_a)_{пр} = \frac{1}{2} \left\{ \begin{aligned} & [(\sigma_i - \sigma_j)_{\max} - (\sigma_i - \sigma_j)_{\min}]; \\ & [(\sigma_i - \sigma_k)_{\max} - (\sigma_i - \sigma_k)_{\min}]; \\ & [(\sigma_k - \sigma_j)_{\max} - (\sigma_k - \sigma_j)_{\min}]. \end{aligned} \right.$$

Амплитуда приведенных напряжений должна быть меньше допускаемой $[\sigma_a^*]$.

Для удобства выполнения практических расчетов согласно нормам расчета на прочность действующие в конструкции напряжения разделены на категории, основными из которых являются общие и местные мембранные $[(\sigma)_m]$ и $(\sigma)_{m,м}$, общие и местные изгибные $[(\sigma)_и]$ и $(\sigma)_{и,м}$, общие температурные и местные температурные

$[(\sigma)_T \text{ и } (\sigma)_{T,M}]$, напряжения компенсации мембранные, кручения и изгибные $[(\sigma)_{K,M}, (\sigma)_{K,K}, (\sigma)_{K,L}]$ и местные напряжения в зонах концентрации $[(\sigma)_{M,K}]$. Группы категорий напряжений, определяемые при поверочном расчете в корпусах реакторов, трубопроводах, компенсирующих устройствах, крепежных элементах, регламентированы [19].

Определение составляющих категорий напряжений проводится на основе анализа действующих нагрузок и распределения температур в наиболее нагруженном участке конструкции. Из условия совместности деформаций (линейных перемещений и углов поворота) определяют возникающие усилия и напряжения. Выражения для деформаций и усилий от нагрузок и градиентов температур для осесимметричных оболочек, пластин, колец простейших составных конструкций, сильфонных компенсаторов, толстостенных однослойных и двухслойных цилиндров и сфер приведены в «Нормах» [19].

Концентрация напряжений при упругих деформациях учитывается с помощью коэффициента концентрации напряжений, равного отношению наибольшего напряжения в зоне концентрации к номинальному напряжению. Значения коэффициентов концентрации рассчитаны или определены экспериментально для круговых отверстий и сопряжений элементов.

При поверочном расчете может выявиться, что действующие напряжения превышают предел текучести материала. В этом случае расчет проводится для условных упругих напряжений, вычисляемых в предположении упругого поведения материала.

Коэффициент η допускаемого напряжения, с которым сравнивают приведенное напряжение, и размах напряжений регламентированы «Нормами» в зависимости от вида нагружаемого элемента конструкции и групп категорий напряжений.

13.3.2. Учет пластичности и ползучести

Во многих конструкциях реактора возникают деформации пластичности и ползучести, учет которых необходим для правильной оценки работоспособности и надежности элементов. Наиболее существенна роль пластических и вязких деформаций для элементов активной зоны, в первую очередь для оболочек твэлов.

Оболочка твэлов нагружена: внешним давлением теплоносителя; внутренним давлением среды контактного слоя, распухающего топлива, газообразных продуктов деления; осевым усилием от гидравлического сопротивления потоку теплоносителя, массы твэла, трения между оболочкой и элементами крепления твэла в сборке; неоднородным по длине, толщине и азимуту оболочки температурным полем.

Все перечисленные виды нагрузок меняются во времени и приводят к возникновению напряжений, превышающих предел упругости. Пластические деформации протекают при переменных температурах, поэтому необходимо привлекать для их описания теорию неадиабатического пластического течения, учитывать изменение физических и механических характеристик материала вследствие неадиабатичности, а также под влиянием облучения потоком нейтронов. Высокая температура оболочки, большой флюенс заставляют учитывать вязкие деформации высокотемпературной и радиационной ползучести.

Длительное воздействие переменных нагрузок, изменение температуры, структуры и свойств конструкционных материалов требуют учета кинетики состояния при расчете напряжений и деформаций в твэле, т. е. последовательного по времени рассмотрения процесса нагружения его элементов. В каждом периоде нагружения должны учитываться действующие нагрузки и реализуемые свойства материалов.

Кинетика напряженного и деформированного состояния рассчитывается на основе теории пластичности и ползучести неизотермического нагружения. Приращение общей деформации $d\epsilon_{ij}$, рассматриваемой как сумма упругой $d\epsilon_{ij}^e$, пластической $d\epsilon_{ij}^p$, вязкой $d\epsilon_{ij}^c$ деформаций и деформации изменения объема $d\epsilon_{ij}^V$, равна:

$$d\epsilon_{ij} = d\epsilon_{ij}^e + d\epsilon_{ij}^p + d\epsilon_{ij}^c + d\epsilon_{ij}^V, \quad (13.22)$$

где ϵ_{ij} — компоненты тензора деформаций.

Приращение упругой деформации

$$d\epsilon_{ij}^e = d \left\{ \frac{1}{E} [\sigma_{ij} - \mu (3\delta_{ij}\sigma - \sigma_{ij})] \right\}, \quad (13.23)$$

где σ_{ij} — компоненты тензора напряжений; μ , E — коэффициент Пуассона и модуль упругости, которые являются известными функциями температуры (изменение μ и E при облучении невелико и обычно не учитывается).

Уравнение неизотермического пластического течения, определяющее пластическую деформацию, имеет вид

$$f(\sigma_i, T, \kappa^p, H^p) = 0, \quad (13.24)$$

где κ^p — накопленная пластическая деформация; H^p — характеристика радиационных повреждений, влияющих на процесс пластического деформирования.

Приращение пластической деформации

$$d\epsilon_{ij}^p = [F_\sigma d\sigma_i + F_T dT + F_H dH^p] s_{ij}, \quad (13.25)$$

где $\sigma_i = \sqrt{(2/3) s_{ij}s_{ij}}$ — интенсивность напряжений; $s_{ij} = \sigma_{ij} - \delta_{ij}\sigma$ — компоненты девиатора напряжений; $\sigma = 1/3(\sigma_x + \sigma_y + \sigma_z)$ — среднее значение напряжений (гидростатическое напряжение); F_σ , F_T , F_H — параметры, учитывающие

влияние интенсивности напряжений, температуры и радиационных повреждений на пластическое деформирование, определяемые экспериментально при растяжении облученных образцов.

Из (13.25) получаем интенсивность дифференциала пластической деформации:

$$d\kappa^p = \sqrt{(2/3) e_{ij}^p e_{ij}^p} = (F_\sigma d\sigma_i + F_T dT + F_H dH^p) 2\sigma_i/3. \quad (13.26)$$

Накопленные пластические деформации $\kappa^p = \int d\kappa^p$ необратимы и не меняются до тех пор, пока действующие напряжения не превысят мгновенного предела текучести, соответствующего данным температуре, накопленной пластической деформации, уровню повреждений. Согласно отмеченному изменению состояния материала, соответствующее переходу из точки A_{n-1} в точку A_n с различными температурами и уровнями радиационных повреждений, идет по схеме, показанной на рис. 13.8.

Скорость ползучести облучаемого материала зависит не только от напряжения, температуры, накопленной деформации ползучести κ^c , но и от уровня накопленных радиационных повреждений H^c и скорости их накопления $\dot{H}^c(t)$.

Приращение деформации ползучести записывается в виде соотношения:

$$d\epsilon_{ij}^c = \frac{3}{2} F_c \frac{s_{ij}}{\sigma_i} dt. \quad (13.27)$$

где $F_c = F_c(\sigma_i, T, H^c, \eta^c, t)$ — функция вязкого деформирования.
Интенсивность дифференциалов вязкой деформации

$$d\kappa^c = \sqrt{(2/3) d\epsilon_{ij}^c d\epsilon_{ij}^c}. \quad (13.28)$$

Накопленная вязкая деформация

$$\kappa^c = \int d\kappa^c.$$

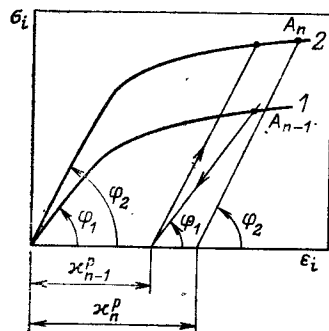


Рис. 13.8. Схема перехода из состояния A_{n-1} в состояние A_n для неізотермического пластического деформирования облученного материала:

1, 2 — кривые деформирования при температурах T_{n-1} и T_n , уровнях радиационных повреждений H^p_{n-1} , H^p_n соответственно, κ^p_{n-1} , κ^p_n — накопленная пластическая деформация в точках A_{n-1} и A_n

В силу изложенного

$$d\kappa^c/dt = F_c(\sigma_i, T, H^c, \eta^c, t). \quad (13.29)$$

Приращение линейных деформаций под влиянием изменения объема состоит из температурного расширения и распухания и может быть записано в виде

$$d\epsilon_{ij}^V = \delta_{ij} \frac{d(\alpha T)}{dT} dT + \delta_{ij} \frac{dS}{3}, \quad (13.30)$$

где α — коэффициент линейного расширения; $S = \Delta V/V$ — относительное изменение объема, вызванное распуханием.

Изменение объема для ненапряженного состояния материала зависит от температуры и флюенса: $S = S_k(T, \Phi)$ [см., например, (13.3)]. Связь распухания и напряжений проявляется через зависимость изменения скорости радиационной ползучести F_Φ и скорости высокотемпературной ползучести F_Φ^* от гидростатического напряжения σ . В результате получаем:

$$d\epsilon_{ij}^V = \delta_{ij} \frac{d(\alpha T)}{dT} dT + \frac{\delta_{ij}}{3} \left[\frac{\partial S_k}{\partial T} dT + \frac{\partial S_k}{\partial \Phi} d\Phi + (F_\Phi + F_\Phi^*) dt \right];$$

$$F_\Phi = F_\Phi(T, \Phi, \sigma, t); \quad F_\Phi^* = F_\Phi^*(T, \Phi, \sigma, S_\sigma, t),$$

где S_σ — относительное изменение объема под напряжением; Φ — плотность потока нейтронов.

Для топливных материалов объемное распухание определяется увеличением газовых пор и может быть записано в виде функциональной зависимости

$$dS/dt = F_S(T, H^c, \eta^c, S, \sigma, t). \quad (13.31)$$

С учетом последней зависимости приращение линейных деформаций под влиянием изменения объема топливной композиции равно:

$$d\epsilon_{ij}^V = \delta_{ij} \frac{d(\alpha T)}{dT} dT + \frac{1}{3} \delta_{ij} F_S dT. \quad (13.32)$$

Необходимо подчеркнуть, что закономерности пластичности, ползучести, изменения объема в условиях реакторного облучения изучены недостаточно, что связано с трудностью проведения испытаний в процессе облучения даже при одноосном растяжении. Крайне мало данных о влиянии вида напряженного состояния на процесс ползучести. Чаще всего в расчетах используются диаграммы одноосного деформирования образцов, предварительно облученных в реакторе в условиях, максимально приближенных к условиям работы конструкций. В качестве параметров, определяющих радиационные повреждения, которые влияют на процесс пластического и вязкого деформирования, чаще всего используется флюенс нейтронов (13.1).

Рассмотрим использование приведенных соотношений в задаче расчета на прочность твэла с жестким контактом топлива и оболочки. Спецификой такого твэла являются циклические пластические деформации в оболочке, вызванные значительным различием коэффициентов линейного расширения оболочки и топлива. Поскольку толщина оболочки обычно мала (менее 0,1 радиуса твэла), жесткое расширяющееся и распухающее топливо «водит» за собой оболочку. Однако при работе на постоянном уровне мощности оболочки может сдерживать распухание топлива и увеличение радиуса топливной композиции, направляя деформации внутрь объема, если топливо достаточно пластично.

Рассчитаем напряжения и деформации в сечениях стержневого твэла (рис. 13.9), достаточно удаленных от торцов, где изменением прочностных характеристик вдоль оси можно пренебречь. Механическое и температурное нагружение считаем осесимметричным.

Процесс нагружения разбиваем на малые этапы $\Delta t_n = t_n - t_{n-1}$, на которых определяем приросты напряжений и деформаций. Состояние любой точки рассматриваемого поперечного сечения твэла описывается двумя группами уравнений: равновесия и совместности деформаций. Уравнения равновесия в силу осевой симметрии нагружения и независимости напряжений от продольной координаты имеют вид:

$$\frac{d}{dr}(r\sigma_r) = \sigma_\theta; \quad \frac{d\sigma_x}{dx} = 0, \quad (13.33)$$

где σ_x , σ_r , σ_θ — напряжения в осевом, радиальном и азимутальном направлениях. В силу тех же причин уравнения совместности деформаций записываются как

$$\frac{d\epsilon_\theta}{dr} + \frac{\epsilon_\theta - \epsilon_r}{r} = 0; \quad \frac{d\epsilon_x}{dr} = 0. \quad (13.34)$$

Уравнения (13.33), (13.34) рассматриваем для момента времени нагружения, для которого записаны деформации вдоль координатных осей. Например, для оси r

$$\epsilon_r = \frac{1}{E} [\sigma_r - \mu(\sigma_\theta + \sigma_x)] + \alpha \Delta T + \epsilon_r^\Sigma + \Delta \epsilon_r^\Sigma. \quad (13.35)$$

Деформации для осей θ , x получаем из (13.35) круговой перестановкой индексов. Суммарные остаточные деформации ϵ_r^Σ для момента t_{n-1} состоят из пластических ϵ_r^p , вязких ϵ_r^c деформаций и деформаций изменения объема, вызванных распуханием, ϵ_r^V :

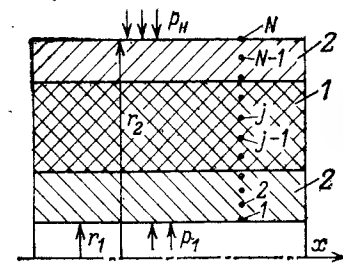


Рис. 13.9. Расчетная схема стержневого твэла с жестко связанным топливом 1 и оболочками 2

$$\varepsilon_r^{\Sigma} = \varepsilon_r^p + \varepsilon_r^c + \varepsilon_r^V. \quad (13.36)$$

Прирост указанных деформаций за промежутки Δt_n равен:

$$\Delta \varepsilon_r^{\Sigma} = \Delta \varepsilon_r^p + \Delta \varepsilon_r^c + \Delta \varepsilon_r^V. \quad (13.37)$$

Суммарная деформация ε_r^{Σ} рассчитывается из предыдущего этапа нагружения $t_{n-1} - t_{n-2}$. Прирост пластических и вязких деформаций с учетом (13.25) — (13.28) может быть записан в виде

$$\Delta \varepsilon_r^p + \Delta \varepsilon_r^c = \frac{3}{2} \frac{\sigma_r - \sigma}{\sigma_i} (\Delta \kappa^p + \Delta \kappa^c). \quad (13.38)$$

Прирост деформации изменения объема, вызванной набуханием топлива или материала оболочки, согласно (13.30) равен

$$\Delta \varepsilon_r^V = \Delta S/3. \quad (13.39)$$

Заметим, что деформация, связанная с линейным температурным расширением [первое слагаемое в правой части (13.30)], уже учтена в (13.35).

Приросты накопленной пластической и вязкой деформации определяются с использованием уравнений (13.24) и (13.29), которые для каждого этапа нагружения при известных постоянных определяющих параметрах дают возможность вычислить $\kappa^p(t_{n-1})$, $\kappa^c(t_{n-1})$, $\kappa^p(t_n)$, $\kappa^c(t_n)$, откуда

$$\Delta \kappa^p + \Delta \kappa^c = \kappa^p(t_n) - \kappa^p(t_{n-1}) + \kappa^c(t_n) - \kappa^c(t_{n-1}). \quad (13.40)$$

Прирост набухания конструкционного материала и топлива вычисляется из (13.3) с учетом влияния на скорость набухания радиационной и высокотемпературной ползучести, определяемой функциями F_{Φ} и F_{Φ}^* [см. (13.30)], и из (13.31):

$$\Delta S = S(t_n) - S(t_{n-1}). \quad (13.41)$$

Система уравнений и физических зависимостей (13.33) — (13.41) позволяет рассчитать напряжения и деформации в сечении, если заданы граничные условия на наружной и внутренней поверхностях:

$$r = r_2; \quad \sigma_r = -p_n; \quad (13.42)$$

$$r = r_1; \quad \sigma_r = -p_1;$$

а также баланс напряжений и внешних нагрузок:

$$2\pi \int_{r_1}^{r_2} \sigma_x r dr = \pi (p_1 r_1^2 - p_n r_2^2) + p_x, \quad (13.43)$$

где p_x — осевое усилие трения; p_1 , p_n — давление на внутренней и наружной поверхностях твэла. Если $r_1 = 0$, то второе граничное условие (13.42) приобретает вид $\sigma_r = \sigma_{\theta}$.

Используя соотношение, аналогичное (13.35), записываем напряжение вдоль оси x :

$$\sigma_x = E \varepsilon_x + \Gamma_x, \quad (13.44)$$

где $\Gamma_x = \mu(\sigma_{\theta} + \sigma_r) - E(\alpha \Delta T + \varepsilon_x^{\Sigma} + \Delta \varepsilon_x^{\Sigma})$. Выражая σ_x в (13.43) через (13.44), получаем с учетом второго уравнения (13.34) осевую деформацию:

$$\varepsilon_x = \left(\int_{r_1}^{r_2} E r dr \right)^{-1} \left[\frac{1}{2} (r_1^2 p_1 - r_2^2 p_n) + \frac{p_x}{2\pi} - \int_{r_1}^{r_2} \Gamma_x r dr \right]. \quad (13.45)$$

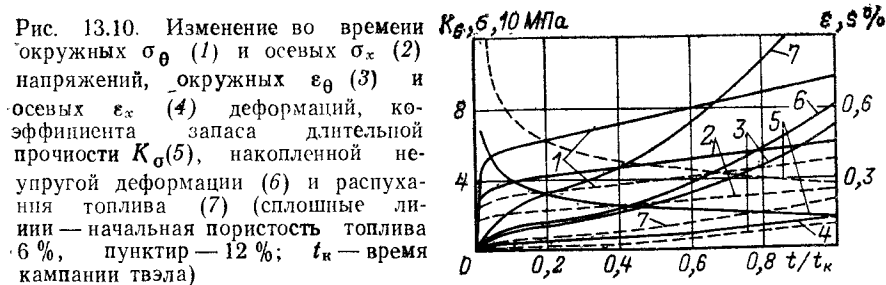
Подставляя (13.44) и (13.35) в (13.34), получаем уравнение:

$$r \frac{d}{dr} \left[\frac{1 - \mu^2}{E} \sigma_{\theta} - \frac{1 + \mu}{E} \mu \sigma_r + (1 + \mu) \alpha \Delta T + \varepsilon_{\theta}^{\Sigma} + \Delta \varepsilon_{\theta}^{\Sigma} + \mu (\varepsilon_x^{\Sigma} + \Delta \varepsilon_x^{\Sigma} - \varepsilon_x) \right] = \frac{1 + \mu}{E} (\sigma_r - \sigma_{\theta}) + \varepsilon_r^{\Sigma} + \Delta \varepsilon_r^{\Sigma} - \varepsilon_{\theta}^{\Sigma} - \Delta \varepsilon_{\theta}^{\Sigma}. \quad (13.46)$$

Система уравнений (13.33) и (13.46) позволяет определить σ_r и σ_{θ} методом последовательных приближений. В первом приближении приращения деформаций $\Delta \varepsilon_r^{\Sigma}$, $\Delta \varepsilon_{\theta}^{\Sigma}$, $\Delta \varepsilon_x^{\Sigma}$ на данном этапе Δt_n принимаем равными приращениям на предыдущем этапе нагружения Δt_{n-1} . Величины $\Delta \varepsilon_r^{\Sigma}$, $\Delta \varepsilon_{\theta}^{\Sigma}$, $\Delta \varepsilon_x^{\Sigma}$ известны из предыдущего этапа нагружения. Для начального момента нагружения $\varepsilon_r^{\Sigma} = \varepsilon_{\theta}^{\Sigma} = \varepsilon_x^{\Sigma} = 0$. Поэтому система уравнений (13.33) и (13.46) с граничными условиями (13.42), представленная конечно-разностной аппроксимацией для узлов 0, 1, ..., N (см. рис. 13.9), разрешима с использованием метода прогонки. Из решения системы получаем σ_r , σ_{θ} в первом приближении, которые используем для расчета ε_x из (13.45) и далее σ_x из (13.44). Далее определяем

$$\sigma_i = \frac{1}{\sqrt{2}} [(\sigma_x - \sigma_{\theta})^2 + (\sigma_{\theta} - \sigma_r)^2 + (\sigma_r - \sigma_x)^2]^{1/2}$$

и вычисляем приращения накопленных деформаций $\Delta \kappa^p$, $\Delta \kappa^c$, ΔS в первом приближении. По уравнениям (13.36) — (13.38) уточняем величины $\Delta \varepsilon_r^{\Sigma}$, $\Delta \varepsilon_{\theta}^{\Sigma}$, $\Delta \varepsilon_x^{\Sigma}$ и повторяем итерационный процесс до получения совпадающих в двух последовательных приближениях величин σ_r , σ_{θ} , σ_x с заданной степенью точности.



На рис. 13.10 приведен результат численного решения описанной задачи для стержневого твэла с жестко связанным дисперсионным топливом и оболочкой из аустенитной стали, заимствованный из монографии [15]. Видно, что увеличение начальной пористости топлива при достаточно жесткой оболочке приводит к заметному увеличению коэффициента запаса длительной прочности.

ОБЩИЕ ВОПРОСЫ НАДЕЖНОСТИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

14.1. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Требования практики радиоэлектроники, автоматики, а с начала 60-х годов и всех отраслей машиностроения заставили почти заново разработать терминологию теории надежности, ее методы и математический аппарат. Прежде чем приступить к изложению методов оценки надежности ядерных реакторов, введем основные понятия и определения современной теории надежности применительно к ядерным энергетическим реакторам.

Состояния реактора. Различают исправное, неисправное, работоспособное и неработоспособное состояния реактора. *Исправное состояние (или исправность)* — это такое состояние, при котором реактор* в рассматриваемый момент соответствует всем требованиям, предъявляемым к основным параметрам, характеризующим нормальную работу реактора, и второстепенным, характеризующим удобство его эксплуатации.

Под требованиями, предъявляемыми к основным параметрам, прежде всего подразумеваются требования поддержания каждого из них в допустимых пределах около заданного рабочего значения. Число основных параметров зависит от конкретного реактора и обязательно включает в себя те параметры, выход которых за допустимые пределы приводит к срабатыванию АЗ реактора. Для энергетических реакторов в число этих параметров обязательно входит их тепловая мощность и уровень радиационной безопасности. Под нормальной работой реактора подразумевается выполнение заданных функций в установленном объеме, например стабильное обеспечение заданных выходных параметров теплоносителя в течение заданного времени.

Реактор считается неисправным как при выходе из строя системы автоматического регулирования мощности, так и при выходе из строя, например, двигателя, перемещающего ленту самопишущего прибора на пульте управления реактором.

Работоспособное состояние (или работоспособность) — такое состояние реактора, когда он в рассматриваемый момент соответствует всем требованиям, предъявляемым к основным параметрам. В приведенном примере в первом случае реактор неработоспособен, во втором — работоспособен.

Отказы реактора. Отказ — событие, в результате которого реактор полностью или частично утрачивает работоспособность. В соответствии с этим различают *полный и частичный отказы*.

* Все определения, сформулированные для реактора, справедливы и для его элементов.

Полным считают отказ, приводящий к срабатыванию АЗ реактора и к вынужденной срочной его остановке. Это, например, разгерметизация первого контура, расплавление твэла с выпуском активности в контур, выход из строя системы компенсации давления, резкое нарушение циркуляции теплоносителя и т. д. Под частичным понимают отказ, приводящий к необходимости снижения рабочих параметров реактора.

Типичные частичные отказы: незначительная утечка теплоносителя из каналов в межканальное пространство в реакторах канального типа, разгерметизация оболочки твэла с незначительным выходом продуктов деления в первый контур, заклинивание одного из компенсирующих стержней и т. д.

Недопустимыми для реактора считаются *катастрофические отказы*, приводящие к разрушениям основной части реакторной установки и к непосредственной угрозе безопасности людей. Реактор должен быть таким, чтобы за все время его эксплуатации при условии правильного обслуживания вероятность возникновения катастрофического отказа была крайне мала. Это должно обеспечиваться надлежащей принципиальной схемой включающей системы безопасности, конструкцией, материалами, качеством изготовления, обоснованными значениями номинальных параметров и запасов до предельно допустимых значений параметров.

Как полные, так и частичные отказы реактора могут быть двух типов — *внезапные и постепенные (износные)*.

В самом начале работы реактора на мощности, в период приработки, который, как правило, заканчивается (точнее, должен заканчиваться) ко времени завершения пусконаладочных работ на реакторной установке перед сдачей ее в эксплуатацию, могут происходить приработочные внезапные отказы. Однако иногда приработка затягивается, и возможны случаи приработочных внезапных отказов в период эксплуатации реактора. Они вызваны главным образом ошибками проектирования, дефектами технологии изготовления, сборки и монтажа, а также недостаточным контролем качества материалов и технологии на этих этапах. Цель всех испытаний и пусконаладочных работ, предшествующих эксплуатации реактора, — добиться безотказной работы отдельных деталей, узлов и всего реактора в целом в условиях, близких к реальным, чтобы, во-первых, убедиться в его работоспособности, а во-вторых, выявить дефектные элементы, дефекты монтажа, конструкции и устранить их посредством замены, ремонта и т. д., т. е. ликвидировать возможность возникновения приработочных внезапных отказов.

В период нормальной эксплуатации внезапные отказы возникают вследствие внезапного выхода параметров, определяющих работоспособность деталей, устройств и систем реактора, за допустимые пределы. Например, это может быть внезапная концентрация нагрузок, превышающая расчетную, в механических, гидравлических и электрических системах реактора, внезапное увеличение теплового потока в активной зоне реактора выше критического значе-

ния (для реакторов с водяным теплоносителем), внезапное возрастание температуры оболочки твэла выше температуры плавления материала и т. д. Такие отказы возникают неожиданно, в результате случайного стечения обстоятельств, и нельзя предсказать, когда произойдет тот или иной отказ. Однако внезапные отказы (как, впрочем, и другие) подчиняются определенным общим закономерностям, которые могут быть выявлены в результате статистической обработки эксплуатационной информации об этих отказах.

Полностью исключить внезапные отказы нельзя. Но, используя различные методы повышения надежности, можно снизить до допустимой вероятности возникновения таких отказов в период эксплуатации реактора. Следует всегда иметь в виду, что надежность реактора, в первую очередь, определяется именно этими отказами, так как только они происходят в период нормальной эксплуатации реактора, когда закончен период проработки и не наступил еще период старения материалов и конструкций.

Постепенные отказы возникают в результате длительного, постепенного изменения основных характеристик деталей, устройств и систем реактора из-за старения материалов и конструкций, т. е. по причине износа отдельных элементов реакторной установки. Поэтому такие отказы еще называют износными. Они возникают в устройствах с недостаточно правильно организованной системой профилактического обслуживания. Если хорошо налажен контроль за основными характеристиками всех элементов реактора, то возможна своевременная замена соответствующих элементов, профилактика, ремонт и т. д.

Поскольку доступ к некоторым элементам реактора затруднен или практически невозможен как во время работы реактора на мощности, так и во время его кратковременных остановок, эти элементы должны выбираться с периодом до износа, не меньшим, чем период между текущими ремонтами реактора, а для некоторых элементов (например, корпус реактора, тепловая защита и т. п.) не меньшим, чем период между капитальными ремонтами реакторной установки (или срок ее службы).

При условии соблюдения всех перечисленных выше обстоятельств постепенные отказы в реакторе могут быть в принципе предотвращены. Поскольку износные отказы вызываются медленным изменением основных характеристик элементов и систем реактора, то выход этих характеристик за допустимые границы часто невелик и приводит к частичным отказам реактора. Примерами постепенных отказов могут служить разгерметизация оболочки твэлов в результате их старения в процессе выгорания топлива, утечка теплоносителя через уплотнение в результате постепенного изменения его уплотняющих свойств, а также все отказы, связанные с коррозионными процессами, с изменением механических свойств материалов под действием облучения и т. д.

Приведенная классификация отказов на приработочные, внезапные в период нормальной эксплуатации и постепенные связана со следующими двумя принципиальными обстоятельствами:

1) каждый рассмотренный тип отказов характеризуется своим особым статистическим распределением частоты отказов во времени; отсюда, в частности, следует, что математическая обработка данных по каждому типу отказов должна быть строго дифференцирована;

2) физическая сущность факторов и процессов, приводящих к каждому типу отказов, принципиально различна, что заставляет выбирать разные практические методы предупреждения, уменьшения или полной ликвидации отказов.

В заключение заметим, что отказы реактора могут быть как зависимыми, так и независимыми между собой событиями, т. е. появление одного из них может привести или не привести к появлению другого.

Восстанавливаемость. Реактор — восстанавливаемая система*, т. е. после аварийной или вынужденной остановки, связанной с отказом какого-то устройства реактора, он может быть восстановлен в процессе эксплуатации. Другими словами, после ремонта или замены отказавших элементов реактора его можно вновь эксплуатировать. Это положение имеет принципиальное значение для подхода к проблеме анализа надежности реактора, ибо такой подход существенно различен для восстанавливаемых и невосстанавливаемых изделий.

Восстанавливаемыми изделиями являются также парогенераторы, насосы, трубопроводы, элементы СУЗ и многие другие элементы оборудования реакторной установки. Большинство отказов этих изделий устраняется обслуживающим персоналом непосредственно на месте.

К невосстанавливаемым элементам, работоспособность которых после отказа не может быть восстановлена или не подлежит восстановлению, относятся твэлы, ТВС, детали, радиоэлектронных приборов и устройств системы КИПиА, СУЗ, подшипники, крепежные изделия, сальники и т. п.

Свойства реактора, связанные с надежностью. Безотказность — свойство реактора непрерывно сохранять работоспособность в определенных режимах и условиях эксплуатации. Говорить о безотказности реактора, ничего не упоминая о режиме его работы и особенностях условий эксплуатации, неправильно. Приведенную формулировку безотказности реактора можно рассматривать как определение надежности реактора в узком смысле. В отечественной и зарубежной практике очень часто надежность машин и устройств понимается только как их безотказность.

Долговечность — свойство реактора длительно (с возможными перерывами на ремонт) сохранять работоспособность в определенных режимах и условиях эксплуатации до полного износа или другого предельного состояния. Как правило, реакторы энергетических установок не допускаются до разрушения (до полного физического

* За исключением реакторов для ракетных двигателей одноразового использования.

износа), а выводятся из эксплуатации значительно раньше. Предельное состояние энергетических реакторов устанавливают, исходя из условий безопасности их эксплуатации, а также из экономических соображений и соображений морального износа.

Ремонтопригодность реактора заключается в его приспособленности к восстановлению в случае отказов и неисправностей путем их быстрого обнаружения и устранения, а также в приспособленности реактора к профилактической проверке технического состояния его элементов и систем с целью предупреждения отказов и неисправностей. Ремонтопригодность реактора определяется не только конструкцией, доступностью отдельных узлов и деталей и другими факторами, присущими реактору, но и квалификацией обслуживающего персонала, уровнем технической оснащенности, системой организации ремонта и т. д.

Под ремонтопригодностью невосстанавливаемого элемента реактора (например, твэла) следует понимать его приспособленность к контролю работоспособности и к удобной замене.

Надежность реактора (общая надежность, или надежность в широком смысле) — это свойство, обусловленное безотказностью, долговечностью и ремонтопригодностью реактора и его элементов, обеспечивающее нормальную работу реактора в установленном объеме в заданных условиях эксплуатации.

Определение общей надежности реактора показывает, насколько многогранно это понятие, и, что самое важное, оно дает ключ к введению количественной характеристики общей надежности реактора. Ясно, что количественно общая надежность реактора должна отражать его свойства: безотказность, долговечность и ремонтопригодность.

Прежде чем перейти к количественным показателям надежности реактора и к математическому аппарату ее исследования, необходимо выяснить физическую сущность и характер отказов реактора, ибо в конечном итоге только они определяют его надежность и упомянутый математический аппарат. Должно быть совершенно ясно, что без отказов никакой проблемы надежности вообще и ядерных реакторов, в частности, не существовало бы.

14.2. СЛУЧАЙНЫЙ ХАРАКТЕР ОТКАЗОВ РЕАКТОРА И МАТЕМАТИЧЕСКИЙ АППАРАТ ДЛЯ ИХ ИССЛЕДОВАНИЯ

Предложение, которым заканчивается предыдущий параграф, должно быть уточнено следующим образом. Проблемы надежности реактора не существовало бы, если заранее был бы известен момент наступления каждого отказа, другими словами, если бы отказы носили не случайный, а строго детерминированный характер. В этих условиях незадолго до наступления отказа соответствующего элемента реактора его либо ремонтировали бы, либо заменяли новым. Но в действительности этого нет. На практике течь в кана-

ле активной зоны, или прогорание оболочки твэла, или обрыв в цепи питания ГЦН и другие отказы возникают всегда в случайный момент времени, поскольку каждый из них обусловлен тысячами самых разнообразных и часто неизвестных причин.

Рассмотрим идеальный случай. Имеется несколько совершенно одинаковых ТВС, изготовленных на одном и том же заводе, одним и тем же коллективом людей, из изделий одной и той же партии и т. д. Если эти ТВС одновременно выведены на мощность в условиях одной и той же активной зоны и продолжают работать в совершенно одинаковых режимах (по всем параметрам) вплоть до отказа, то отказы ТВС никогда не будут одновременными. Они произойдут в различные случайные моменты времени. И это несмотря на то, что основные условия и параметры для каждой из ТВС были строго одинаковыми. Однако второстепенные факторы (связанные с точностью изготовления и сборки, с точностью поддержания режимных параметров, с качеством материалов и другими причинами) для отдельных ТВС обязательно различались, именно они и привели к случайному разбросу значений периодов работы ТВС до отказа.

Случайные отклонения неизбежно сопутствуют любому реальному явлению. Однако в большинстве практических задач они не существенны, ими можно пренебречь и вместо реального явления рассматривать некоторое к нему приближение. Такой подход к изучению явлений постоянно используется инженерами-реакторостроителями в своих расчетах. В частности, теплогидравлический расчет номинального режима реактора проводится в предположении, что фактические значения всех исходных параметров реактора абсолютно точно равны номинальным. На самом же деле эти величины известны с какой-то конечной точностью, ибо их действительные значения, оставаясь в пределах соответствующих полей допусков, случайным образом отличаются от номинальных.

Для оценки надежности реактора описанная схема расчета, не учитывающая случайного характера отклонений параметров и условий, практически непригодна. Оценка надежности — это задача, в которой многочисленные второстепенные случайные факторы играют (наряду с основными) решающую роль, а число их так велико и влияние столь сложно, что применение классических методов решения себя не оправдывает. Математические методы, которые позволяют численно исследовать случайные величины, разработаны в теории вероятностей и в математической статистике. Последние и составляют основу математического аппарата теории надежности. Данные разделы прикладной математики изучают закономерности, присущие совокупности однородных случайных событий или величин. Эти закономерности проявляются тем строже и устойчивее, чем большая совокупность однородных случайных событий (величин) рассматривается.

Утверждение, что вероятность безотказной работы, например, твэла в течение 300 сут равна 0,95 (95 %), означает, что из 100 таких твэлов в среднем 95 будут продолжать работать по истече-

нии 300 сут и пять выйдут из строя раньше этого срока. Если вместо твэла рассматривать реактор в период нормальной эксплуатации, когда еще не сказывается старение (износ) элементов, то предыдущее утверждение можно интерпретировать и так: в 100 случаях пуска реактора приблизительно 95 раз он проработает непрерывно 300 сут и около 5 раз остановится из-за отказа раньше этого срока.

Вероятность безотказной работы $P(t)$ называют еще *законом надежности*, поскольку она прямо связана с интегральным законом распределения $F(t)$ случайной величины τ — времени работы изделия до отказа:

$$P(t) = \text{Вер} \{ \tau \geq t \} = 1 - \text{Вер} \{ \tau < t \} = 1 - F(t). \quad (14.1)$$

В случае восстанавливаемых изделий, каким является реактор, под τ подразумевается время его работы до первого отказа или до любого очередного (время работы между соседними отказами).

Другим показателем безотказности является *средняя наработка до отказа (или наработка на отказ)* T_0 , представляющая собой математическое ожидание случайной величины τ : $T_0 = M\tau = \int_0^{\infty} t f(t) dt$, где $f(t) = F'(t)$ — плотность распределения τ . Используя правило интегрирования по частям, легко получить, что

$$T_0 = \int_0^{\infty} P(t) dt. \quad (14.2)$$

При рассмотрении малого числа однородных случайных событий (величин) начинают сказываться случайные отклонения от закономерности, которая присуща только массе этих однородных событий (величин). Для одного-единственного случайного события или одной-единственной реализации случайной величины такая закономерность не существует. Использование в этом случае методов теории вероятностей для предсказания результата одиночного случайного события или истинного значения случайной величины бессмысленно, как и использование классических методов.

Итак, вероятностно-статистический подход к проблеме надежности реактора — это не дань моде, а объективное следствие физической сущности его отказов.

14.3. КОЛИЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ НАДЕЖНОСТИ РЕАКТОРА

В § 14.1 было выяснено, что надежность реактора (в широком смысле) количественно определяется показателями его безотказности, долговечности и ремонтпригодности. Рассмотрим основные количественные показатели каждого из перечисленных свойств реактора в отдельности.

Безотказность. Наиболее полная количественная характеристика безотказности реактора — *вероятность безотказной работы*

$P(t)$, или вероятность того, что в заданных режиме и условиях эксплуатации в пределах рассматриваемого промежутка времени t отказ реактора не возникнет.

Наряду с $P(t)$ и T_0 (см. § 14.2) на практике часто используют еще два показателя безотказности: для восстанавливаемых изделий — параметр потока отказов $\omega(t)$, численно равный среднему числу отказов в единицу времени около момента t ; для невосстанавливаемых изделий — интенсивность отказов $\lambda(t)$, представляющая собой условную вероятность отказа изделия в единицу времени около момента t при условии, что до этого момента отказа не произошло. Из определения по теореме умножения вероятностей следует, что

$$\lambda(t) = f(t)/P(t) = -P'(t)/P(t). \quad (14.3)$$

В некоторых случаях бывает полезно, а иногда и просто необходимо рассматривать безотказность реактора по отношению к какому-нибудь одному типу отказов, например только к полным или только к частичным отказам или же к отказам какого-то конкретного вида.

Долговечность. Процесс эксплуатации реактора (восстанавливаемой системы) можно представить как последовательность интервалов работоспособности τ_j , чередующихся с интервалами простоя Θ_j . Интервалы простоя, в свою очередь, могут включать в себя периоды плановых профилактических и ремонтных работ $\Theta_{пj}$, периоды аварийного ремонта, связанного с ликвидацией происшедших отказов $\Theta_{рj}$, и другие периоды простоя Θ'_j . Если просуммировать эти периоды за все время эксплуатации реактора до снятия его с эксплуатации, то получим, с одной стороны, полное время безотказной работы, или технический ресурс реактора,

$$\tau_{т.р} = \sum_j \tau_j; \quad (14.4)$$

а с другой — полную продолжительность простоев

$$\Theta = \sum_j \Theta_j = \sum_j \Theta_{пj} + \sum_j \Theta_{рj} + \sum_j \Theta'_j = \Theta_{п} + \Theta_{р} + \Theta'. \quad (14.5)$$

Технический ресурс реактора — это суммарная наработка реактора за весь период эксплуатации до предельного состояния, т. е. полное время его безотказной работы, определяемое выражением (14.4). Различают полный технический ресурс реактора $\tau_{т.р}$, который рассчитывают от начала до конца эксплуатации, и остаточный технический ресурс $\tau_{ост}$, рассчитываемый от рассматриваемого момента до конца эксплуатации реактора.

Срок службы реактора — календарная продолжительность эксплуатации реактора до предельного состояния. В соответствии со сказанным выше срок службы реактора

$$\tau_{с.с} = \tau_{т.р} + \Theta = \sum_j (\tau_j + \Theta_{пj} + \Theta_{рj} + \Theta'_j). \quad (14.6)$$

Математические ожидания величин $\tau_{т.р}$ и $\tau_{с.с}$ называют средним ресурсом и средним сроком службы соответственно. Они являются показателями долговечности для серии однотипных реакторов, эксплуатируемых в одинаковых режимах и условиях.

Ремонтопригодность. Количественная оценка ремонтпригодности — трудоемкость восстановления работоспособности реактора, которая определяется затратами труда и средств на предупреждение, обнаружение и устранение неисправностей и отказов реактора с учетом квалификации обслуживающего персонала, уровня технической оснащенности и системы организации ремонта. Поскольку трудоемкость восстановления работоспособности реактора прямо пропорциональна сумме полного времени, затраченного на аварийные ремонты реактора Θ_p , и полного времени, затраченного на плановые профилактические и ремонтные работы Θ_n , то каждое из этих времен может быть количественным показателем ремонтпригодности реактора [см. формулу (14.5)].

При количественном анализе надежности наряду с перечисленными показателями часто используются такие, как *среднее время восстановления* T_v , численно равное среднему времени, затрачиваемому на восстановление работоспособности реактора после отказа (включая время поиска неисправности, подготовку к ремонту и продолжительность ремонтных работ); *интенсивность восстановления* $\mu(t)$, представляющая собой условную вероятность восстановления работоспособности в единицу времени около момента t при условии, что до этого момента восстановление не закончено. Обычно считают, что в условиях нормальной эксплуатации $\mu(t) = \text{const} = \mu$. Тогда

$$\mu = 1/T_v. \quad (14.7)$$

Очевидно, что чем больший период времени работает реактор, чем большее количество однотипных реакторов уже отработало свой срок службы, тем с большей точностью могут быть оценены показатели безотказности, долговечности и ремонтпригодности рассматриваемого реактора.

Надежность реактора. Нетрудно видеть, что каждый из рассматриваемых показателей безотказности, долговечности и ремонтпригодности в той или иной степени определяет надежность реактора, однако ни один из них не может характеризовать ее полностью.

Рассмотрим следующий пример. Имеются два реактора, предназначенные для стационарной энергетической установки, с одинаковыми сроками службы. Пусть вероятность безотказной работы в течение 600 сут для первого реактора $P_1 = 0,90$, для второго $P_2 = 0,5$.

Какому реактору следует отдать предпочтение? Ответить на данный вопрос невозможно, поскольку ничего неизвестно о временах ремонта и профилактики в каждом из этих случаев. Может быть, первый реактор, проработав безотказно 20 мес, останавливается на годовой ремонт, а второй, хотя и работает безотказно

всего 10 мес, требует для восстановления своей работоспособности нескольких дней. В итоге наработка за время t второго реактора, а следовательно, и полная выработка энергии за это время, может оказаться намного больше наработки первого реактора, несмотря на больший параметр потока отказов второго, ибо он имеет гораздо лучшую ремонтпригодность.

Итак, помимо вероятности безотказной работы, общая надежность реактора должна оцениваться такими количественными показателями, которые учитывают относительный вклад в срок службы периодов ремонта и профилактики. Такими показателями являются коэффициент технического использования, коэффициент готовности.

Коэффициент технического использования (КТИ), называемый иногда реакторостроителями коэффициентом использования календарного времени (КИКВ), равен отношению «чистого» времени работы $\tau(t)$ реакторной установки за некоторый календарный период эксплуатации к этому периоду t :

$$K_{т.и}(t) = \tau(t)/t = \tau(t)/[\Theta(t) + \tau(t)],$$

где $\Theta(t)$ — полное время простоя реакторной установки за период t . Если реактор снят с эксплуатации, $K_{т.и} = \tau_{т.р}/\tau_{с.с}$. Для достаточно большого периода t нормальной эксплуатации КТИ численно равен вероятности безотказной работы реакторной установки в произвольно выбранный момент времени (внутри этого периода).

КТИ характеризует в основном надежность реакторной установки в отношении полных отказов, приводящих к ее остановке, и плановых ремонтов. Чем больше таких отказов, чем больше времени тратится на их устранение и на проведение плановых ремонтов, тем ниже КТИ. Обычно для АЭС $K_{т.и} \geq 70\%$.

Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) равен отношению фактической энерговыработки реакторной установки за период эксплуатации t к энерговыработке при работе без остановок на номинальной мощности:

$$K_{и.у.м}(t) = \left[\int_0^{\tau(t)} Q(t) dt \right] / tQ^n = \tau(t) Q_i / tQ^n = K_{т.и}(t) \frac{Q(t)}{Q^n},$$

где $Q(t)$ — мощность установки в произвольный момент времени t ; Q_i — средняя мощность за период времени t (исключая время остановок); Q^n — номинальная (установленная) мощность. Если реакторная установка эксплуатируется только на номинальной мощности Q^n , то $K_{и.у.м}(t) = K_{т.и}(t)$.

Таким образом, КИУМ характеризует надежность реакторной установки не только в отношении полных, но и частичных отказов, которые не приводят к ее остановке, а требуют снижения мощности. Чем ниже мощность работающей установки по сравнению с номинальной, тем ниже КИУМ при постоянном КТИ. Обычно для АЭС $K_{и.у.м} \geq 60\%$.

Коэффициент готовности равен отношению чистого времени работы $\tau(t)$ реакторной установки за календарный период эксплуатации t к сумме этого времени и продолжительности аварийных ремонтов $\Theta_p(t)$ за период t :

$$K_r(t) = \tau(t) / [\tau(t) + \Theta_p(t)].$$

Коэффициент готовности, характеризующий надежность реактора за период, когда не проводятся его плановые остановки, численно равен вероятности безотказной работы установки в произвольный момент времени между плановыми остановками. Для АЭС, как правило, $K_r \geq 80\%$.

14.4. ДОПОЛНИТЕЛЬНЫЕ СВЕДЕНИЯ О ПОКАЗАТЕЛЯХ БЕЗОТКАЗНОСТИ И ЗАКОНАХ НАДЕЖНОСТИ

Параметр потока отказов. В период эксплуатации реакторной установки отказы возникают в случайные моменты времени $t_1, t_2, \dots$. Эти отказы образуют случайный поток отказов. Можно рассматривать поток полных отказов реакторной установки (аварийных остановок), поток частичных отказов, поток неисправностей, поток отказов каналов активной зоны и т. д. Без ущерба для общности рассмотрения в этом параграфе будем предполагать, что длительность остановок реакторной установки много меньше чистого времени работы. Разобьем срок службы или рассматриваемый интервал эксплуатации установки на N равных промежутков $\Delta t = \tau_{e.c.} / N$. Будем регистрировать количество определенных отказов установки, попавших в эти интервалы, $m_1, m_2, \dots, m_N$. Отложим на каждом из интервалов ординаты, равные $m_k / \Delta t$, и проведем через них горизонтальные прямые в пределах интервалов. Получим ступенчатую кривую (рис. 14.1). При достаточно большом N эта эмпирическая кривая будет близка к функции $\omega(t)$, называемой *параметром потока отказов реакторной установки*:

$$\omega(t) = m(t, t + \Delta t) / \Delta t,$$

где $m(t, t + \Delta t)$ — число отказов в достаточно малом интервале времени Δt , построенном около момента t . Зная $\omega(t)$, можно найти среднее количество отказов в любой отрезок времени в течение эксплуатации:

$$m(t_1, t_2) = \int_{t_1}^{t_2} \omega(t) dt = [\bar{\omega}(t_1, t_2)](t_2 - t_1).$$

Функцию $\omega(t)$ можно рассматривать не только для реакторной установки в целом, но и для любого составляющего элемента. Обработка статистических данных по отказам реакторных установок и их элементов, а также теоретические выводы свидетельствуют о том, что кривая $\omega(t)$ для них имеет вид, изображенный на рис. 14.2. Подобная же зависимость параметра потока отказов

(как и интенсивности отказов) от времени наблюдается для многих изделий смежных отраслей машиностроения. Характер этой зависимости таков, что позволяет выделить три периода работы изделия, на которых $\omega(t)$ ведет себя принципиально различным образом.

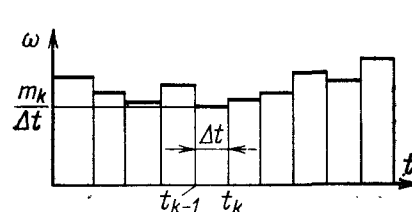


Рис. 14.1. Гистограмма параметра потока отказов

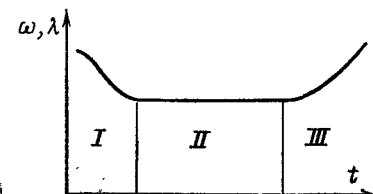


Рис. 14.2. Принципиальный вид зависимости параметра потока и интенсивности отказов от времени:
I — приработка; II — нормальная эксплуатация; III — старение

I. Период приработки — начальный период работы устройства, когда отмечается повышенная частота отказов (или вероятность отдельного отказа), связанная с выявлением скрытых дефектов проектирования, изготовления (включая дефекты материалов), монтажа и наладки. Для больших энергетических реакторных установок он может составлять несколько лет. По окончании периода приработки отказы установки определяются в основном эксплуатационными факторами, так как дефектные элементы конструкций и систем к этому времени уже вышли из строя (условно говоря, отбраковались) и остались только работоспособные, качественно выполненные.

II. Период нормальной эксплуатации, характеризующийся практически постоянным $\omega(t)$, связанным с окончанием периода приработки и со стабилизацией эксплуатационных факторов, влияющих на надежность изделия.

III. Период старения (износа — заключительный период работы, когда начинают сказываться необратимые физико-химические изменения в материалах и конструкциях, связанные с износом (старением), приводящие к возрастанию частоты отказов (или вероятности отдельного отказа).

Пуассоновский поток отказов. В пределах интервала, где $\omega(t) = \omega = \text{const}$, поток отказов реакторной установки с большой достоверностью можно считать простейшим (пуассоновским) стационарным потоком, поскольку он удовлетворяет всем свойствам последнего: 1) стационарности ($\omega = \text{const}$); 2) отсутствию последствия (отказы установки обычно устраняются полностью, наиболее часто выходящие из строя элементы заменяются новыми, т. е. можно считать, что надежность реакторной установки возвращается практически к исходному уровню после каждого восстановления и последующие отказы практически не зависят от предыду-

ших); 3) ординарности (отказы установки — события редкие, и возникновение одновременно двух или более независимых отказов маловероятно). Следовательно, вероятность возникновения m отказов реакторной установки за время t , на протяжении которого $\omega = \text{const}$, будет описываться законом Пуассона:

$$P(m) = \frac{(\omega t)^m}{m!} \exp(-\omega t) \quad (14.8)$$

В этих условиях вероятность безотказной работы реакторной установки в течение периода времени t равна вероятности $P(m)$ при $m=0$

$$P(t) = \exp(-\omega t). \quad (14.9)$$

Эту зависимость называют *экспоненциальным законом надежности*. Для изделий, для которых справедлив этот закон, по формуле (14.2) получаем, что средняя наработка на отказ

$$T_0 = 1/\omega. \quad (14.10)$$

Экспоненциальный закон — наиболее простой и удобный в приложениях закон надежности. Даже в случае $\omega \neq \text{const}$ иногда полезно приближенно допускать справедливость экспоненциального закона. Если для изделия, имеющего возрастающую $\omega(t)$, известна истинная средняя наработка на отказ T_0 , то, принимая в качестве функции надежности изделия экспоненциальный закон с $\omega = 1/T_0 = \text{const}$:

$$P(t) = \exp(-t/T_0), \quad (14.11)$$

мы занижим фактическое значение $P(t)$ для всех моментов времени $t < T_0$ (т. е. получим результаты с запасом).

Интенсивность отказов неремонтируемых изделий. Такие изделия работают только до первого отказа и далее заменяются новыми (потока отказов нет, отказ всего один). Их надежность характеризуют *интенсивностью отказов* $\lambda(t)$. Во времени она ведет себя аналогично $\omega(t)$ (см. рис. 14.2) и при экспоненциальном законе надежности также равна параметру закона $P(t) = \exp\{-\lambda t\}$.

Выясним физический смысл интенсивности отказов на примере экспоненциального закона. Обозначим $P_y(t, t+\Delta t)$ условную вероятность, что канал реактора не откажет в интервале времени от t до $t+\Delta t$ при условии, что до момента t отказов не было. Согласно теореме умножения вероятностей

$$\hat{P}(t+\Delta t) = P(t) P_y(t, t+\Delta t).$$

Следовательно, условная вероятность отказа канала в интервале от t до $t+\Delta t$

$$\hat{P}_y(t, t+\Delta t) = 1 - P_y(t, t+\Delta t) = 1 - P(t+\Delta t)/P(t).$$

При достаточно малом Δt , используя выражение (14.9) при $\omega = \lambda$, получаем

$$\hat{P}_y(t, t+\Delta t) = 1 - \exp[-\lambda(t+\Delta t)]/\exp(-\lambda t) = 1 - \exp(-\lambda \Delta t) \approx \lambda \Delta t.$$

Таким образом, при малом $\Delta t=1$ величина λ равна условной вероятности для неремонтируемого изделия отказать в единичном интервале времени $[t, t+\Delta t]$ около момента t при условии, что до момента t оно работало исправно.

Заметим, что безусловная вероятность отказа изделия в интервале от t до $t+\Delta t$ определяется по формуле

$$\hat{P}(t, t+\Delta t) = \text{Вер}\{t < \tau < t+\Delta t\} = \int_t^{t+\Delta t} f(t) dt \approx f(t) \Delta t,$$

где $f(t)$ — плотность распределения наработки изделия до отказа τ .

Указанный смысл интенсивности отказов сохраняет и для ремонтируемых (восстанавливаемых) изделий, когда рассматривается их поведение в период до первого (или очередного) ближайшего отказа. Обозначим такую интенсивность отказов для восстанавливаемых изделий через $\lambda_{1\text{отк}}$. Важно помнить, что в общем случае $\lambda_{1\text{отк}}$ для ремонтируемого изделия не равна параметру потока отказов ω этого изделия. И лишь в одном-единственном случае, когда $\omega = \text{const}$, т. е. в период нормальной эксплуатации, интенсивность отказов $\lambda_{1\text{отк}} = \omega$.

При экспоненциальном законе надежности $P(t) = \exp(-\lambda t)$ по формуле (14.2) получаем, что средняя наработка до отказа неремонтируемого изделия

$$T_0 = 1/\lambda \quad \text{или} \quad \lambda = 1/T_0. \quad (14.12)$$

Для опытного определения интенсивности отказов $\lambda_a(t)$ необходимо проследить за эксплуатацией многих невосстанавливаемых однотипных изделий в течение определенного периода времени, начиная с момента пуска $t=0$.

Опытное значение (точечная оценка) интенсивности отказов

$$\lambda_0(t) = \frac{m(t, t+\Delta t)}{\Delta t n(t)} = \frac{n(t) - n(t+\Delta t)}{\Delta t n(t)},$$

где $n(t)$ — число работоспособных изделий в момент t ; $m(t, t+\Delta t)$ — число отказавших изделий в интервале времени $(t, t+\Delta t)$.

Основные законы надежности и связанные с ними характеристики. Закон (или функция) надежности $P(t)$ наиболее полно характеризует надежность изделия. Зная закон, можно вычислить интенсивность отказов $\lambda(t)$ по формуле (14.3), среднюю наработку до отказа по формуле (14.2) и гамма-процентную наработку T_γ , которая будет реализована в $(\gamma \cdot 100 \%)$ случаях:

$$\lambda(t) = -P'(t)/P(t); \quad T_0 = \int_0^\infty P(t) dt; \quad P(T_\gamma) = \gamma,$$

где T_γ — период времени, вероятность безотказно проработать который равна γ .

Таблица 14.1. Основные законы надежности и связанные с ними характеристики

Закон надежности $P(t)$	Плотность распределения времени безотказной работы $f(t)$	Интенсивность отказов $\lambda(t)$	Средняя наработка до отказа T_0
Экспоненциальный: $P(t) = \exp(-\lambda t)$	$\lambda \exp(-\lambda t)$	λ	$1/\lambda$
Нормальный: $P(t) = 0,5 - \Phi\left(\frac{t-T_0}{\sigma}\right);$ ($T_0 > 3\sigma$)	$\frac{1}{\sigma\sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{t-T_0}{\sigma}\right)^2\right]$ при $t < 0$ $f(t) \approx 0$, так как $T_0 > 3\sigma$	$\frac{\exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{t-T_0}{\sigma}\right)^2\right]}{\sigma\sqrt{2\pi}\left[0,5 - \Phi\left(\frac{t-T_0}{\sigma}\right)\right]}$	T_0
Усеченный нормальный: $P(t) =$ $0,5 - \Phi\left(\frac{t-T}{\sigma}\right)$ $=$ $0,5 + \Phi\left(\frac{T}{\sigma}\right)$ (любое $T > 0$)	$\exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{t-T}{\sigma}\right)^2\right]$ $\frac{\sigma\sqrt{2\pi}\left[0,5 + \Phi\left(\frac{T}{\sigma}\right)\right]}{\text{при } t < 0, f(t) = 0}$ [ограниченная ветвь $f(t)$ отсечена]	$\frac{\exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{t-T}{\sigma}\right)^2\right]}{\sigma\sqrt{2\pi}\left[0,5 - \Phi\left(\frac{t-T}{\sigma}\right)\right]}$	$T +$ $\frac{\sigma \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{T}{\sigma}\right)^2\right]}{\sqrt{2\pi}\left[0,5 + \Phi\left(\frac{T}{\sigma}\right)\right]}$

Продолжение табл. 14.1

Закон надежности $P(t)$	Плотность распределения времени безотказной работы $f(t)$	Интенсивность отказов $\lambda(t)$	Средняя наработка до отказа T_0
Логарифмически нормальный: $P(t) = 0,5 - \Phi\left(\frac{\ln t - a}{\sigma}\right)$	$\frac{1}{t\sigma\sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln t - a}{\sigma}\right)^2\right]$	$\frac{\exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln t - a}{\sigma}\right)^2\right]}{t\sigma\sqrt{2\pi}\left[0,5 - \Phi\left(\frac{\ln t - a}{\sigma}\right)\right]}$	$\exp(a + \sigma^2/2)$
Гамма-распределение: $P(t) = 1 - \int_0^{\lambda t} \frac{z^{\alpha-1} e^{-z}}{\Gamma(\alpha)} \times$ $\times dz = 1 - \gamma_\alpha(\lambda t)$	$\frac{\lambda(\lambda t)^{\alpha-1}}{\Gamma(\alpha)} \exp(-\lambda t)$	$\frac{\lambda(\lambda t)^{\alpha-1} \exp(-\lambda t)}{\Gamma(\alpha)\left[1 - \gamma_\alpha(\lambda t)\right]}$	α/λ
Вейбулла: $P(t) = \exp(-\lambda t^\gamma)$	$\lambda \gamma t^{\gamma-1} \exp(-\lambda t^\gamma)$	$\lambda \gamma t^{\gamma-1}$	$\frac{\Gamma(1+1/\gamma)}{\lambda^{1/\gamma}}$

Примечание. Здесь использованы следующие обозначения:

$$\Phi(u) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_0^u \exp(-z^2/2) dz \text{ — функция Лапласа (табулирована); } \Gamma(\alpha) \text{ — гамма-функция (табулирована); } \lambda, T_0, \sigma, T, a, \gamma \text{ — параметры законов.}$$

На практике закон надежности $P(t)$, как правило, не известен. Приходится по статистическим данным эксплуатации или испытаний устанавливать форму закона, пользуясь методами математической статистики. Основные законы надежности и соответствующие им характеристики $f(t)$, $\lambda(t)$ и T_0 приведены в табл. 14.1.

Глава 15

ОЦЕНКА НАДЕЖНОСТИ ПО ДАННЫМ ЭКСПЛУАТАЦИИ И НА ЭТАПЕ ПРОЕКТИРОВАНИЯ. ТИПОВЫЕ ЗАДАЧИ КОНСТРУКТОРА

15.1. РАСЧЕТ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ПО ДАННЫМ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Определение показателей надежности ремонтируемых элементов реактора. Все основные показатели надежности можно найти, если известны параметр потоков отказов ω , интенсивность восстановления μ , а также доли времени Θ_n , Θ_p , Θ' . Чтобы получить эти характеристики для любого ремонтируемого элемента реакторной установки, необходимо иметь информацию, приведенную в табл. 15.1 по каждой единице оборудования.

Если просуммировать за некоторый календарный период времени интервалы времени в столбцах 2—5 (см. табл. 15.1), то соответственно получим:

$$\tau(t) = \sum (t_{i+1} - t_i) \text{ по столбцу 2;}$$

$$\Theta_p(t) = \sum (t_{i+1} - t_i) \text{ по столбцу 3;}$$

Таблица 15.1. Эксплуатационные данные изделия

Характерные моменты эксплуатации	$\Delta t_{\text{раб}}$	$\Delta t_{\text{ав. рем}}$	ППР * $\Delta t_{\text{ППР}}$	Резервные и прочие остановки	Причина, характер, последствие отказа
1	2	3	4	5	6
Пуск в эксплуатацию t_1	—	—	—	—	Износ рабочей части, остановка реактора на t ч
Начало ППР t_2	$t_2 - t_1$	—	—	—	
Конец ППР, начало эксплуатации t_3	—	—	$t_3 - t_2$	—	
Отказ (аварийная остановка), начало ремонта t_4	$t_4 - t_3$	—	—	—	
Окончание аварийного ремонта, перевод изделия в резерв t_5	—	$t_5 - t_4$	—	—	
Пуск в эксплуатацию t_6	—	—	—	$t_6 - t_5$	

* $\Delta t_{\text{ав. рем}}$ — время аварийного ремонта; $\Delta t_{\text{ППР}}$ — время планово-предупредительного ремонта.

$$\Theta_n(t) = \sum (t_{i+1} - t_i) \text{ по столбцу 4;}$$

$$\Theta'(t) = \sum (t_{i+1} - t_i) \text{ по столбцу 5.}$$

Отсюда для выбранного интервала времени t находим оценки всех основных показателей надежности:

$$T_0 = \tau(t)/m(t); \quad \lambda = 1/T_0; \quad T_v = \Theta_p(t)/m(t); \quad \Theta_n = \Theta_n(t);$$

$$\lambda_v = 1/T_v; \quad \Theta' = \Theta'(t),$$

где $m(t)$ — число отказов изделия за время t . Если нас интересуют показатели надежности по отношению к отказам какого-то конкретного типа, то суммировать по столбцу 3 табл. 15.1 надо выборочно, отбирая только продолжительности ремонтов после отказов заданного типа. В свою очередь, в качестве $m(t)$ следует подставить число не всех отказов за время t , а только рассматриваемого j -го типа $m_j(t)$.

Определение показателей надежности неремонтируемых элементов реактора. Для получения характеристик надежности таких элементов необходимо иметь информацию по каждому отдельному типу рассматриваемых изделий (табл. 15.2). В данном случае $T_v = \frac{\Theta_3}{m_3}$, где $\Theta_3 = \sum \Delta t_i^3$, m_3 — число замен.

Определенная часть неремонтируемых элементов реактора отказывает в процессе эксплуатации, остальные могут быть сняты с эксплуатации по истечении некоторого периода времени, прежде чем наступит их отказ. Например, ТВС реактора по достижении определенного выгорания извлекаются и заменяются свежими. Это и отображено в табл. 15.2 (см. изделия № 1 и 3).

Для получения наработки на отказ T_0 в данном случае нельзя просто просуммировать наработки всех отказавших изделий и поделить сумму на число отказов, так как часть изделий данного типа проработала большее время и обычно неизвестно, сколько бы эти изделия еще отработали, не будь они сняты с эксплуатации. Иными словами, информация, содержащаяся в табл.

Таблица 15.2. Эксплуатационные данные для n изделий одного типа

Номер изделия	Момент			Время замены изделия новым Δt_i^3	Причина, характер и последствие отказа
	пуска в эксплуатацию	снятия с эксплуатации	отказа		
1	t_1	t'_1	—	Δt_1	—
2	t_2	—	t'_2	Δt_2	Течь, дефект изготовления, остановки реактора на x сут
3	t_3	t'_3	—	Δt_3	
n	t_n	—	—	—	

15.2, не отражает надежности всех n изделий, она в определенном смысле неполная (усеченная).

Подобного рода задача в математической статистике называется оценкой неизвестных параметров по усеченным наблюдениям. Решают ее обычно методом наибольшего правдоподобия. Прежде всего надо задаться законом распределения $f(t)$ случайной величины — времени работы изделия до отказа τ (см. табл. 14.1). Рассмотрим, например, случай экспоненциального закона $f(t) = (1/T_0) \exp(-t/T_0)$, где T_0 — параметр (численно равный среднему времени работы изделия до отказа), который необходимо определить по данным эксплуатации. Пусть в результате наблюдений получено, что у m изделий наработка на отказ составила $T_1, T_2, \dots, T_m$; остальные $n-m$ изделий проработали без отказа времени t_0 , после чего были сняты с эксплуатации.

Используя упомянутый метод, несложно получить формулу для T_0

$$T_0 = \frac{1}{m} \left[\sum_{i=1}^m T_i + (n-m)t_0 \right].$$

Таким образом, средняя наработка на отказ T_0 есть отношение полной наработки всех n изделий к числу отказавших изделий m .

15.2. РАСЧЕТ СТРУКТУРНОЙ НАДЕЖНОСТИ РЕАКТОРА НА ЭТАПЕ ПРОЕКТИРОВАНИЯ (ПРОГНОЗИРОВАНИЕ НАДЕЖНОСТИ РЕАКТОРА)

Подготовка к расчету: разбиение системы на элементы. Оценка надежности реактора на этапе проектирования (прогнозирование уровня надежности будущего реактора) начинается с разбиения исходной системы (реактора) на такие элементы, показатели надежности для которых либо известны, либо могут быть оценены на основе имеющихся данных о надежности близких (подобных) устройств, либо могут быть просто и быстро определены в процессе испытаний. Разбиение на элементы целесообразно проводить, руководствуясь следующими четырьмя принципами:

1) элемент должен быть таким, чтобы его отказ хотя бы иногда приводил к отказу реактора; элементы, отказы которых не могут явиться причиной отказа реактора, из рассмотрения исключаются;

2) в качестве элемента желательно выбирать такие части рассматриваемой системы, которые представляют собой относительно самостоятельные единицы в функциональном или конструкционном плане;

3) полное число элементов должно быть минимально возможным, поэтому, если, например, известны показатели надежности некоторой крупной части реактора, а также отдельных компонентов, составляющих эту часть, то в качестве элемента удобнее выбрать одну крупную часть;

4) если для многих устройств, узлов реактора или его части невозможно задать (быстро получить) показатели надежности, то

такие устройства желательно объединить в один-два крупных функциональных блока установки и уже отдельный блок рассматривать в качестве элемента. Показатель надежности такого укрупненного элемента можно задать в виде сетки значений, охватывающей предполагаемый диапазон возможных значений этого показателя. Это часто можно сделать достаточно корректно. Расчет надежности реактора следует провести отдельно для каждого из принятых значений показателя надежности.

Основываясь на перечисленных принципах, можно составить перечень основных элементов реактора, которые всегда должны рассматриваться при расчете его надежности:

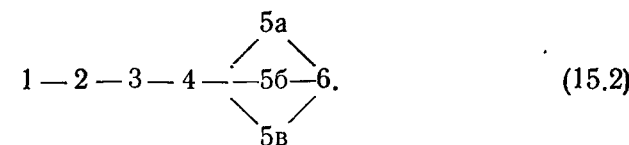
- 1) активная зона;
- 2) корпус реактора вместе с крышкой, патрубками и внутренними конструкциями для реакторов корпусного типа или подводящие и отводящие трубопроводы, коллекторы и связанные с ними устройства для реакторов канального типа;
- 3) СУЗ и КИПиА;
- 4) трубопроводы и арматура первого контура;
- 5) насосы;
- 6) сепараторы или парогенераторы;
- 7) прочие элементы первого контура, отказы которых могут привести к отказу реактора.

Естественно, что здесь представлены укрупненные элементы. При практических расчетах каждый из них может быть разбит на более мелкие в соответствии с приведенными выше четырьмя принципами.

Составление структурной схемы. Следующий подготовительный этап — составление структурной схемы для расчета надежности. Задача заключается в соединении между собой всех выбранных на предыдущем этапе элементов в единую схему. Это соединение должно осуществляться в соответствии с функциональными связями элементов. Кроме того, группа элементов должна соединяться последовательно, если отказ одного (любого) элемента группы приводит к отказу реактора, и параллельно, если отказ наступает лишь при отказе всех элементов группы. Например, это означает, что перечисленные выше шесть обязательных элементов должны быть соединены в структурной схеме последовательно:

$$1 - 2 - 3 - 4 - 5 - 6. \quad (15.1)$$

Допустим, реактор имеет три параллельно включенных насоса: 5а, 5б, 5в и при отказе двух из них еще может продолжать работать на пониженных параметрах. Теперь структурная схема реактора будет выглядеть так:



Общие замечания по расчету. После того как структурная схема реактора построена, можно приступать к расчету показателей надежности, который разумно проводить в следующем порядке. Сначала по формулам для последовательного и параллельного соединения элементов вычисляют показатели надежности отдельных крупных элементов, например изображенных на схеме (15.1), затем по тем же формулам рассчитывают показатели надежности для реактора в целом. Задача расчета надежности СУЗ решается отдельно. Показатели надежности элемента 5 схемы (15.1) при отсутствии количественных характеристик надежности составных частей насосов целесообразно рассчитывать, не разбивая отдельные насосы на части. Необходимо, построив структурную схему соединения насосов, задаться показателями надежности каждого насоса (по результатам испытаний или литературным данным) и по формулам для последовательного и параллельного соединений рассчитать показатели надежности системы всех насосов в целом.

Расчет надежности сепараторов и парогенераторов — достаточно сложная задача. Естественно, самое удобное и простое решение — получение показателей надежности сепаратора или парогенератора конкретного типа на основе статистической информации об отказах изделия в эксплуатации. Однако, когда этого нельзя сделать, анализ надежности этих и других элементов следует проводить обычным путем (выявляют основные элементы, строят структурные схемы, вычисляют показатели надежности по формулам для последовательного и параллельного соединений элементов). Показатели надежности отдельных элементов задают на основе имеющейся статистической информации и по литературным данным.

Изложенный простой подход (называемый иногда комбинаторным) к расчету надежности реактора, базирующийся на формулах для последовательного и параллельного соединений элементов, представляется на сегодняшний день, когда количество и достоверность исходных статистических данных часто недостаточны, наиболее разумным. В последнее время за рубежом и в нашей стране стала развиваться одна из модификаций этого подхода, базирующаяся на отыскании (обычно в результате построения специальной логической схемы установки — «дерева отказов»*) так называемых критических групп элементов (КГЭ), т. е. полного набора всех возможных отличающихся групп, состоящих из минимально необходимого количества элементов, одновременное состояние отказа которых равносильно отказу установки. Например, для схемы (15.2) полный набор включает следующие восемь КГЭ, пять из которых состоят из одного элемента, а три из двух: 1; 2; 3; 4; 5а, 5б; 5а, 5в; 5б, 5в; 6. В общем случае отдельная КГЭ представляет собой параллельное соединение составляющих элементов, а установка в целом — последовательное соединение всех КГЭ.

* Схема, показывающая, отказы каких элементов и в какой совокупности приводят к отказу установки.

Расчет надежности последовательного соединения элементов. Напомним, что последовательным называется такое соединение элементов, при котором отказ хотя бы одного элемента приводит к отказу всего соединения (рис. 15.1, а). В качестве показателя надежности элементов и соединения будем рассматривать вероятность безотказной работы $P(t)$ в течение времени t .

Для наглядности и простоты (не в ущерб общности) рассмотрим последовательное соединение, состоящее из трех элементов с экспоненциальными законами надежности (рис. 15.1, а). Обозначим показатели надежности каждого из них соответственно $P_1(t)$, $P_2(t)$ и $P_3(t)$, а вероятность безотказной работы всего соединения $P_a(t)$. Пусть A_i — событие, обозначающее нормальную работу i -го элемента за период времени t . Соединение «а» проработает безотказно время t , если произойдут совместно все три события: A_1 , A_2 и A_3 . По теореме умножения вероятностей для независимых событий:

$$P_a(t) = P\{A_1\} P\{A_2\} P\{A_3\} = P_1(t) P_2(t) P_3(t); \quad (15.3)$$

если $P_1(t) = P_2(t) = P_3(t) = P(t)$, то $P_a(t) = [P(t)]^3$. Поскольку всегда $P_i(t) \leq 1$, надежность последовательного соединения всегда меньше или равна надежности наименее надежного элемента соединения и тем меньше, чем больше элементов в соединении.

Подставляя в формулу (15.3) выражение (14.9), получаем

$$P_a(t) = \exp[-(\omega_1 + \omega_2 + \omega_3)t] = \exp(-\Omega t).$$

Таким образом, параметр потока отказов для последовательного соединения элементов равен сумме ω_i всех элементов:

$$\Omega = \sum \omega_i = \sum 1/T_{0i}.$$

Отсюда согласно выражению (14.10)

$$T_0 = 1/\Omega = 1/\sum \omega_i = 1/\sum (1/T_{0i}).$$

Обозначим среднее время, требуемое на восстановление работоспособности ремонтируемого элемента (или на замену неремонтируемого) после его отказа, T_{vi} . Тогда среднее время простоя (ремонта) последовательного соединения из-за отказов его элементов за календарный период t составит

$$\Theta_p = \tau \sum \omega_i T_{vi}, \quad (15.4)$$

где τ — чистое время работы последовательного соединения (а следовательно, и любого элемента, входящего в него) за календар-

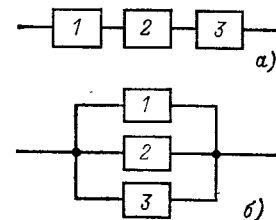


Рис. 15.1. Последовательное (а) и параллельное (б) соединения элементов

ный период t . При выводе формулы предполагалось, что ремонт одного элемента не совмещается с ремонтом другого; при совмещении — Θ_p меньше. Среднее время восстановления для соединения за период времени t

$$T_b = \Theta_p / \Omega \tau = (\tau \sum_i \omega_i T_{bi}) / \tau \sum_i \omega_i = (\sum_i \omega_i T_{bi}) / \sum_i \omega_i.$$

Расчет надежности параллельного соединения элементов. Параллельное соединение элементов (см. рис. 15.1, б) в теории надежности называется *резервированием*.

Рассмотрим случай, когда условия эксплуатации таковы, что отказавший отдельный элемент соединения не ремонтируется, пока не откажут остальные элементы и соединение не выйдет из строя. После этого все элементы вместе восстанавливаются (ремонтируются или заменяются) и соединение вновь начинает работать. Для краткости назовем его соединением типа I (точнее, было бы называть соединением в режиме обслуживания I).

Вероятность безотказной работы в течение времени t соединения «б» при независимых элементах

$$P_6(t) = 1 - [1 - P_1(t)][1 - P_2(t)][1 - P_3(t)] = 1 - \prod_i [1 - P_i(t)]. \quad (15.5)$$

Если все $P_i(t) = P(t)$, то для n элементов

$$P_6(t) = 1 - [1 - P(t)]^n.$$

Из соотношения (15.5) вытекает важный практический вывод: надежность параллельного соединения всегда выше надежности самого надежного элемента соединения и тем выше, чем больше количество элементов. Если хотя бы один элемент имеет $P_i(t) = 1$, то надежность параллельного соединения при любом числе элементов $P_6(t) = 1$. Подставим в формулу (15.5) выражение для $P_i(t)$ в виде (14.9):

$$P_6(t) = \exp(-\lambda_1 t) + \exp(-\lambda_2 t) + \exp(-\lambda_3 t) - \exp[-(\lambda_1 + \lambda_2)t] - \exp[-(\lambda_1 + \lambda_3)t] - \exp[-(\lambda_2 + \lambda_3)t] + \exp[-(\lambda_1 + \lambda_2 + \lambda_3)t].$$

Хорошо видно, что в отличие от последовательного параллельное соединение имеет явно неэкспоненциальный закон надежности, несмотря на экспоненциальные законы надежности элементов соединения. Найдем среднюю наработку на отказ для параллельного соединения «б» (см. рис. 15.1, б) по формуле (14.2):

$$T_0 = \int_0^{\infty} P_6(t) dt = 1/\lambda_1 + 1/\lambda_2 + 1/\lambda_3 - 1/(\lambda_1 + \lambda_2) - 1/(\lambda_1 + \lambda_3) - 1/(\lambda_2 + \lambda_3) + 1/(\lambda_1 + \lambda_2 + \lambda_3).$$

В общем случае

$$T_0 = \sum_i \frac{1}{\lambda_i} - \sum_{i < j} \frac{1}{\lambda_i + \lambda_j} + \sum_{i < j < k} \frac{1}{\lambda_i + \lambda_j + \lambda_k} - \dots$$

где i, j, k — порядковые номера элементов в соединении; T_{0i} , T_{0j} , T_{0k} — наработки на отказ i -го, j -го и k -го элементов. Если все элементы равнонадежны, т. е. $\lambda_i = \lambda_j = \lambda_k$ ($T_{0i} = T_{0j} = T_{0k}$), то для соединения «б» (см. рис. 15.1, б) получаем

$$T_0 = 3/\lambda_3 - 3/2\lambda_3 + 1/3\lambda_3 = 1,8/\lambda_3 = 1,8T_{03}.$$

В общем случае, когда соединение типа I содержит n равнонадежных элементов,

$$T_0 = \frac{1}{\lambda_3} \sum_{m=1}^n (-1)^{m-1} \frac{C_n^m}{m} = \frac{K_n^I}{\lambda_3} = K_n^I T_{03}, \quad (15.6)$$

где $K_n^I = T_0/T_{03}$ — постоянный коэффициент, показывающий, во сколько раз наработка на отказ для соединения типа I из n равнонадежных элементов больше наработки на отказ для одного элемента. Он зависит только от количества элементов n в соединении (табл. 15.3):

$$K_n^I = \sum_{m=1}^n (-1)^{m-1} C_n^m / m; \quad C_n^m = \frac{n!}{m!(n-m)!}.$$

Таблица 15.3. Коэффициент K_n^I для разного числа n равнонадежных элементов

n	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	12	14	17	20
K_n^I	1	1,5	1,8	2,1	2,3	2,5	2,6	2,7	2,8	2,9	3,1	3,3	3,5	3,7

Из табл. 15.3 хорошо видно, что наиболее значительный выигрыш в надежности (точнее, в наработке на отказ) получается при переходе от одного элемента к двум параллельно включенным. При дальнейшем увеличении числа элементов выигрыш уже не столь значительный. Слишком большое резервирование типа I невыгодно: каждый новый резервный элемент удлиняет «время жизни» соединения в меньшей мере, чем предыдущий.

Как указывалось выше, формулы (15.5) и (15.6) получены в предположении, что элементы параллельного соединения восстанавливаются (ремонтируются) только после отказа всего соединения. Это характерно для резервированных узлов реакторной установки, к которым доступ во время работы невозможен.

В оговоренных условиях среднее время восстановления (ремонта) параллельного соединения элементов типа I после его отказа равно $T_b = \max\{T_{bi}\}$, если ремонтная бригада восстанавливает сразу все элементы одновременно (параллельно), и $T_b = \sum_i T_{bi}$, если элементы восстанавливаются последовательно (после окон-

чания ремонта одного элемента переходят ко второму и т. д.). Здесь T_{Bi} — время восстановления (замены) i -го отказавшего элемента.

Теперь рассмотрим случай, когда каждый из элементов параллельного соединения восстанавливают независимо от других сразу после его отказа, и назовем его соединением типа II. Нетрудно показать, что для соединения типа II из n элементов

$$T_B = \frac{1}{1/T_{B1} + 1/T_{B2} + \dots + 1/T_{Bn}} = \frac{1}{\sum_{i=1}^n 1/T_{Bi}};$$

$$T_o = T_B \left(\sum_{i=1}^n \frac{T_{oi}}{T_{Bi}} + \sum_{i < j} \frac{T_{oi} T_{oj}}{T_{Bi} T_{Bj}} + \sum_{i < j < k} \frac{T_{oi} T_{oj} T_{ok}}{T_{Bi} T_{Bj} T_{Bk}} + \dots + \frac{T_{o1} T_{o2} \dots T_{on}}{T_{B1} T_{B2} \dots T_{Bn}} \right).$$

Например, для $n = 3$

$$T_o = \left(\frac{1}{T_{B1}} + \frac{1}{T_{B2}} + \frac{1}{T_{B3}} \right)^{-1} \left(\frac{T_{o1}}{T_{B1}} + \frac{T_{o2}}{T_{B2}} + \frac{T_{o3}}{T_{B3}} + \frac{T_{o1} T_{o2}}{T_{B1} T_{B2}} + \frac{T_{o1} T_{o3}}{T_{B1} T_{B3}} + \frac{T_{o2} T_{o3}}{T_{B2} T_{B3}} + \frac{T_{o1} T_{o2} T_{o3}}{T_{B1} T_{B2} T_{B3}} \right).$$

Если все n элементов параллельного соединения типа II равнонадежны, т. е. все $T_{oi} = T_{o3}$, $T_{Bi} = T_{B3}$, то $T_B = T_{B3}/n$;

$$T_o = T_{o3} \left[1 + \frac{1}{n} \sum_{i=2}^n C_n^i \left(\frac{T_{o3}}{T_{B3}} \right)^{i-1} \right] = T_{o3} K_n^{II}.$$

Например, при $T_{o3}/T_{B3} = 10$ коэффициенты $K_2^{II} = 6$, $K_3^{II} = 44$, $K_4^{II} = 366$ (ср. с K_n^I табл. 15.3).

15.3. ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЛИЧЕСТВА ИСПЫТЫВАЕМЫХ ОБРАЗЦОВ И ПРОДОЛЖИТЕЛЬНОСТИ ИСПЫТАНИЙ НА НАДЕЖНОСТЬ

Основная задача при планировании испытаний на надежность — выбор объема испытаний, который характеризуется двумя величинами: количеством испытываемых образцов n и продолжительностью испытания t_n . Наиболее типичный план испытания изделий реакторостроения на надежность в теории надежности называется планом $[N, B, T]$. Он состоит в испытании $n = N$ образцов в течение времени $t_n = T$. B означает испытание без замены отказавших

образцов новыми (в процессе испытания). Требуется подтвердить, что вероятность безотказной работы изделия в течение требуемого периода времени $t_{тр}$

$$P(t_{тр}) \geq P_{доп} \quad (15.7)$$

с доверительной вероятностью α , где $P_{доп}$ — допустимое значение вероятности $P(t_{тр})$. Запись (15.7) означает, что в $\alpha \cdot 100\%$ случаев доля изделий, проработавших период $t_{тр}$ безотказно, должна быть не меньше $P_{доп}$ или доля отказавших — не больше $1 - P_{доп}$.

Для решения этой задачи необходимо знать тип закона надежности $P(t)$ для испытываемого изделия [см. (14.1)]. Если тип закона надежности не удастся установить хотя бы приближенно из теоретических априорных соображений, то его следует определить в результате испытания по упомянутому плану $[N, B, T]$. Правда, для этого требуется испытание такой длительности t_n , при которой из n испытываемых изделий откажет значительная часть. Если период t_n разбить на j интервалов $\Delta t_i = t_n/j$ ($i = 1, 2, \dots, j$), то эмпирическое значение вероятности $P(t)$ на каждом из интервалов будет равно

$$P(t_i) = 1 - m(t_i)/n,$$

где $m(t_i)$ — число изделий из общего числа n , отказавших к моменту $t_i = i\Delta t_i$.

Зная эмпирическую зависимость $P(t_i)$, легко по соответствующим правилам математической статистики определить теоретический вид закона $P(t)$, наилучшим образом согласующийся с эмпирическим, и оценить его параметры. Если известно, что закон надежности $P(t)$ для испытываемого изделия экспоненциальный: $P(t) = \exp(-\lambda t)$, то необходимо знать параметр этого закона λ . Для этого случая объем испытания определяется из уравнения

$$nt_n = K_m t_{тр}, \quad (15.8)$$

где K_m — коэффициент, зависящий от числа m — количества отказавших изделий из общего числа n за время t_n , доверительной вероятности α и допустимого значения $P_{доп}$ (табл. 15.4).

Таблица 15.4. Значения коэффициента K_m

m	$P_{доп} = 0,8$		$P_{доп} = 0,9$		$P_{доп} = 0,95$		$P_{доп} = 0,99$		$P_{доп} = 0,999$	
	$\alpha = 0,8$	$\alpha = 0,9$	$\alpha = 0,8$	$\alpha = 0,9$	$\alpha = 0,8$	$\alpha = 0,9$	$\alpha = 0,8$	$\alpha = 0,9$	$\alpha = 0,8$	$\alpha = 0,9$
0	7,2	10,3	15,3	21,8	31,4	44,8	159	228	1610	2300
1	13,4	17,4	28,3	36,9	58,3	75,7	296	385	2990	3890
2	19,2	23,8	40,6	50,4	83,5	104	424	526	4280	5320
3	24,7	29,9	52,3	63,3	108	130	546	661	5520	6680
4	30,1	35,8	63,7	75,6	131	156	665	791	6720	7990

Заметим, что данные в строке таблицы, отвечающей случаю $m=0$ (отказов за время испытания t_n не было), получены по формуле

$$K_0 = \ln(1 - \alpha) / \ln P_{\text{доп}},$$

которой можно пользоваться при любых $0 < \alpha < 1$ и $0 < P_{\text{доп}} < 1$, если $n \geq 20$. Когда $n < 20$ и $m=0$, объем испытания следует определять из уравнения

$$t_n = t_{\text{тр}} \frac{1 - \sqrt[n]{1 - \alpha}}{\ln(1/P_{\text{доп}})}.$$

В условиях, когда закон надежности изделия является законом Вейбулла: $P(t) = \exp(-\lambda t^\gamma)$, достаточно знать один параметр γ . Производя замену $t^\gamma = \tau$ и используя соотношение (15.8), получаем уравнение для нахождения объема испытаний:

$$n t_n^\gamma = K_m t_{\text{тр}}^\gamma \quad \text{или} \quad t_n = t_{\text{тр}} (K_m/n)^{1/\gamma}.$$

Пример. В процессе петлевых испытаний $n=20$ твэлов требуется подтвердить, что в течение $t_{\text{тр}}=2$ года надежность твэла $P(t_{\text{тр}}) \geq 0,9$ с вероятностью $\alpha=0,8$.

Если отказов твэлов за время испытания t_n не наступит, то следует запланировать испытание по формуле (15.8) на время

$$t_n = \frac{K_0 t_{\text{тр}}}{n} = \frac{15,3 \cdot 2}{20} = 1,5 \text{ года}.$$

Если же за период испытания откажет один твэл ($m=1$), то по той же формуле

$$t_n = \frac{28,3 \cdot 2}{20} \approx 2,8 \text{ года}.$$

15.4. ОЦЕНКА ТЕПЛОТЕХНИЧЕСКОЙ НАДЕЖНОСТИ РЕАКТОРА

Теплотехническая надежность — свойство реактора сохранять в стационарном (например, номинальном) режиме работы нормальный теплоотвод от твэлов активной зоны в условиях случайных отклонений в пределах допусков параметров реактора от номинальных значений.

Наиболее полно теплотехническую надежность реактора характеризует показатель R — вероятность того, что за время t работы реактора в стационарном режиме не произойдет отказа активной зоны по теплотехническим причинам, т. е. перегрева, расплавления оболочки твэлов, связанного с нарушением нормального теплоотвода из-за неблагоприятного сложения случайных отклонений параметров реактора в пределах допусков.

Если обозначить R_k такую же вероятность для отдельного канала (отдельной ТВС) активной зоны, то, предполагая независи-

мость случайных отклонений параметров в отдельных каналах, можно записать

$$R = \prod_{k=1}^L R_k^{n_k},$$

где $k=1, 2, \dots, L$ — номер группы каналов активной зоны, работающих в идентичных теплотехнических условиях; n_k — число каналов в k -й группе.

Назовем определяющей функцией f реактора минимальный по длине канала запас до допустимого значения параметра, определяющего теплотехническую надежность реактора:

$$f = \min_z [y^{\text{доп}}(z) - y(z)].$$

Здесь z — координата вдоль оси канала. Например, для реакторов с водяным теплоносителем

$$f = \min_z [q_{\text{кр}}(z) - q(z)] \quad \text{или} \quad f = \min_z [Q^{\text{пред}} - Q];$$

с газовым или другим однофазным теплоносителем

$$f = \min_z [T^{\text{доп}}(z) - T(z)],$$

где $q, q_{\text{кр}}$ — тепловой поток из твэла в теплоноситель и его критическое значение; $Q, Q^{\text{пред}}$ — тепловая мощность канала и ее предельное (по условию кризиса теплоотдачи) значение; $T, T^{\text{доп}}$ — температура оболочки (или топлива) твэла и ее допустимое значение. Функция f для каждого канала — случайная величина, так как определяется случайными отклонениями от номинала режимных и конструктивных параметров как общих для реактора, так и локальных (отдельных каналов).

Очевидно, что $R_k = \text{Вер}\{f_k > 0\}$ в течение рассматриваемого времени t . Учитывая, что закон распределения f_k нормальный:

$$\varphi(f_k) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma_k} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{f_k - f_k^n}{\sigma_k}\right)^2\right],$$

находим

$$R_k = \int_0^\infty \varphi(f_k) df_k = 0,5 + \Phi\left(\frac{f_k^n}{\sigma_k}\right),$$

где σ_k — среднеквадратическое отклонение (максимальное за период t) определяющей функции канала k -й группы от номинального значения f_k^n (вычисляемого при всех параметрах канала, строго равных номинальным значениям); $\Phi(u)$ — функция Лапласа (см. табл. 14.1). Поскольку отклонения локальных параметров, связанных с конкретным каналом (например, геометрических параметров, свойств материалов и т. п.), не зависят от отклонений

общих для всех каналов активной зоны параметров (например, мощности реактора, давления и т. п.), то

$$\sigma_k = \sqrt{(\sigma_k^n)^2 + (\sigma_k^o)^2},$$

где σ_k^n и σ_k^o — среднеквадратические отклонения f_k по локальным и общим причинам. Их можно вычислить по формулам

$$\sigma_k^n = \sqrt{\sum_{i=1}^{\hat{i}} \left(\frac{\partial f_k}{\partial x_i} \right)^2 (\sigma_i^n)^2}; \quad \sigma_k^o = \sqrt{\sum_{j=1}^{\hat{j}} \left(\frac{\partial f_k}{\partial x_j} \right)^2 (\sigma_j^o)^2}.$$

Здесь x_i и x_j — параметры — аргументы функции f_k , которые могут отклоняться от номинальных значений x_i^n по локальным и по общим причинам соответственно; σ_i^n и σ_j^o — среднеквадратические отклонения для x_i и x_j ; $\hat{i}$ и $\hat{j}$ — полное число параметров x_i и x_j соответственно. Предполагаем, что параметры x_i между собой независимы, так же как и x_j . Итак,

$$R = \prod_{k=1}^L R_k^n \approx 1 - \sum_{k=1}^L n_k (1 - R_k) = 1 - \sum_{k=1}^L n_k [0,5 - \Phi(f_k^n / \sigma_k)].$$

Последняя формула справедлива при R_k , близких к единице, даже при условии наличия зависимости между R_k .

Глава 16

БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

16.1. ЗАДАЧИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

Обеспечению безопасности ядерных реакторов придается первостепенное значение. Это объясняется тем, что работа ядерных реакторов сопровождается радиоактивным излучением, образованием радиоактивных отходов, накоплением радиоактивных продуктов деления, представляющих потенциальную опасность для людей и окружающей среды. Поэтому конструкции реакторов и реакторных установок и режимы их работы должны удовлетворять требованию исключить вредное воздействие радиоактивности на обслуживающий персонал, окружающую местность и население, живущее на ней, при нормальной работе, при различных отклонениях от нормальной работы и в аварийных ситуациях.

Защита от радиоактивного излучения реактора при его нормальной работе обеспечивается наличием в конструкциях реакторных установок биологической защиты, за пределами которой создаются безопасные условия работы персонала. Соответствующие меры безопасности при обращении с радиоактивными отхода-

ми закладываются в проектах установок и регламенты их эксплуатации.

В настоящее время все большее внимание уделяется исключению выхода радиоактивных продуктов деления, накапливающихся в твэлах, как при нормальном течении технологического процесса работы реактора, так и в различных случаях его нарушения. Такими нарушениями могут быть отказы какого-либо оборудования или разгерметизация контура (разрывы трубопроводов) теплоносителя, приводящая к утечкам теплоносителя из контура. Нарушение нормальной работы реактора может выразиться также в существенном искажении распределения нейтронов в активной зоне, в результате чего в отдельных местах может возникнуть «локальная критичность» с энерговыделением выше допустимого.

Повышенное внимание к указанному аспекту безопасности и ужесточение требований в этой части к ядерным реакторам наблюдается во всех странах, развивающих ядерную энергетику. Это объясняется неуклонным ростом ее доли в общем производстве энергии, причем если в начальный период развития ядерная энергия использовалась только для выработки электрической энергии на АЭС и на некоторых типах судов, то в настоящее время намечается значительное расширение сферы ее применения. Начинают создаваться установки для выработки тепловой энергии различных параметров. Уже имеются действующие атомные теплоэлектроцентрали (АТЭЦ), обеспечивающие потребителей и электричеством и теплом. Строятся станции теплоснабжения для несения отопительных нагрузок (АСТ). Ведутся разработки по созданию установок промышленного теплоснабжения (АСПТ). При этом как АЭС, так и атомные станции, вырабатывающие тепло, сооружаются вблизи крупных промышленных центров и в районах с относительно высокой плотностью населения. Следует учитывать также имеющуюся наряду с этим тенденцию значительного увеличения единичной мощности реакторов. Сейчас стали уже серийными реакторы электрической мощностью 1000 МВт (тепловая мощность порядка 3200 МВт), сооружаются реакторы электрической мощностью 1500 МВт, а проектируются реакторы еще большей мощностью.

Из сказанного понятна необходимость принятия особых мер по обеспечению безопасности ядерных реакторов, сводящих к минимуму вероятность такого развития аварий, в результате которого могут происходить неуправляемые выбросы радиоактивности в помещения ЯЭУ и тем более за ее пределы. Указанные меры закладываются в проекты реакторов и энергетических установок. Хотя они весьма дорогостоящие, реализация мероприятий по обеспечению безопасности ядерных реакторов не ставится в зависимость от расходов.

Основополагающие требования, при выполнении которых обеспечивается безопасность ядерной установки, следующие:

установка должна быть спроектирована, построена и должна

эксплуатироваться таким образом, чтобы вероятность аварий была минимальной;

в любом случае, даже при авариях, радиоактивные вещества и их излучение не должны попадать в обслуживаемые помещения установки и в окружающую среду в количествах, превышающих норму.

Безаварийная работа ядерной установки определяется полнотой и качеством решения вопросов ядерной безопасности, надежности конструкции элементов и систем установки, контроля и управления технологическим процессом ее работы, теплотехнической надежности активной зоны, прочности и контроля за состоянием металла оборудования и трубопроводов, своевременного обнаружения возникающих дефектов в конструкции и т. д. Большую роль играет также качество изготовления оборудования и монтажа установки. Безаварийность работы в значительной степени зависит от правильности эксплуатации, от того, насколько обслуживающий персонал обладает достаточными знаниями, опытом и умением и соблюдает технологическую дисциплину. Накопленный к настоящему времени опыт и приобретенные знания в области конструирования, сооружения и эксплуатации ядерных реакторов позволяют создавать и эксплуатировать их с очень высокой степенью надежности и безаварийности. Конструкция реактора, активной зоны и параметры работы выбираются такими, чтобы постоянно выдерживалось соответствие между количеством выделяющегося и отводимого тепла. Такое соответствие — необходимое условие для обеспечения надежной работы всех элементов реактора и, в первую очередь, активной зоны, в том числе твэлов. Нарушение этого соответствия, т. е. возникновение условий, при которых тепловой энергии больше выделяется, чем отводится, приведет к накоплению энергии в твэлах и других элементах конструкции и к росту их температуры. В результате через некоторое время температура конструкций превысит допустимые значения и их работоспособность нарушится. Применительно к твэлам это означает разрушение части оболочки и, следовательно, их разгерметизацию. Сначала разрушаются твэлы в наиболее напряженной части активной зоны. Степень и размеры разрушений зависят от дебаланса и выделяемой отводимой энергии и времени, в течение которого этот дебаланс имеет место. При разрушении твэлов радиоактивные продукты деления выходят наружу, что представляет большую опасность для персонала, работающего на ЯЭУ, окружающей местности и населения, живущего на ней, так как радиоактивность может распространиться в помещения энергоустановки и за ее пределы. Количество распространившейся радиоактивности зависит от степени разрушения твэлов и других конструкций реактора.

Нарушение соответствия между выделяемым и отводимым теплом и, как следствие этого, разрушение твэлов и других конструкций могут возникнуть либо при повышении энерговыделения выше допустимого уровня, либо при ухудшении теплоотвода. В ре-

зультате бесконтрольного увеличения реактивности первый процесс возможен как во всей активной зоне, так и в отдельных ее частях. Причинами такого явления могут быть, например, заклинивание регулирующих стержней и невозможность ввода их в активную зону, резкие изменения температуры и состава теплоносителя и т. п.

При различных работах с ядерным топливом, таких как перегрузка, транспортировка, хранение топлива, монтаж или ремонт реакторов, в принципе возможно образование критических масс, непреднамеренный рост энерговыделения и разрушение твэлов.

Ухудшение теплоотвода может произойти при уменьшении расхода теплоносителя, например, по таким причинам, как нарушения герметичности контура теплоносителя, приводящие к его потере, или нарушения в работе оборудования (циркуляционных или питательных насосов, турбин) и др. Оба процесса — превышение мощности выше допустимого уровня и ухудшение теплоотвода — могут протекать как в отдельности, так и совместно, причем один из них при этом является следствием другого.

Рост энерговыделения выше допустимого с разрушением твэлов является *ядерной аварией*, а ухудшение теплоотвода — *аварией по причине потери теплоносителя* или *отказа оборудования*. Вследствие весьма опасных последствий таких аварий при конструировании, сооружении и эксплуатации ядерных реакторов предусматриваются соответствующие меры борьбы с ними, т. е. обеспечивается ядерная безопасность и безопасность при разгерметизации контура теплоносителя и отказах оборудования при любых, даже самых маловероятных, аварийных ситуациях. При разработке важно выяснить эффективность предусмотренных мер, т. е. определить необходимость и достаточность устройств, запрооектированных для обеспечения безопасности ядерных установок. Для этого в первую очередь требуется проанализировать возможные аварийные ситуации — установить вероятность возникновения и их последствия.

Один из методов такого анализа — вероятностный — основан на количественной оценке риска, который определяется как произведение вероятности возникновения аварии на ее последствие, выраженное количественно:

$$R = PC,$$

где P — вероятность возникновения аварии с выбросом радиоактивности; C — последствие аварии, выражаемое коллективной дозой облучения, т. е. произведением количество человек $\times$ биологический эквивалент рентгена, чел-бэр. Количественный вероятностный метод оценки наиболее корректен. Однако его применение возможно лишь на основе статистической обработки опыта эксплуатации. В то же время рассматриваемые аварийные события имеют очень малую вероятность, и даже в пределах срока жизни человеческого поколения невозможно накопить достаточно данных для количественной вероятностной оценки безопасности реакторов.

Поэтому сейчас в мировой практике принят другой, качественный подход, при котором анализируют все возможные аварии и из их числа выбирают аварии с максимальными последствиями, принимаемые за максимальные проектные аварии. Исходя из необходимости защиты от последствий таких аварий, проектируют средства обеспечения безопасности ядерных установок.

Принципиально задача обеспечения безопасности решается путем предусматривания последовательного ряда мер, препятствующих разрушению твэлов, а также выходу в обслуживаемые помещения и за пределы установки радиоактивных продуктов. В общем случае это обеспечивается средствами нормальной эксплуатации, а также защитными и локализирующими средствами. При возникновении отклонений от нормальных эксплуатационных режимов, приводящих к аварийным ситуациям, безопасность ядерных установок обеспечивается с помощью защитных и локализирующих устройств.

При этом защитной задачей является предотвращение массовой разгерметизации твэлов. Для этого необходимо выполнение следующих основных условий:

- надежного прекращения цепной реакции деления ядер топлива;

- поддержания реактора в критическом состоянии любое необходимое время и предотвращения возможности образования локальных критических масс;

- надежного охлаждения активной зоны с целью исключения недопустимого перегрева твэлов и других ее конструкций.

Для выполнения перечисленных условий предусматриваются соответствующие меры, а именно:

- создание дублированных защитных систем равной эффективности, желательно с разными принципами действия, срабатывающих независимо друг от друга, чем исключается зависимость действия защиты от несрабатывания одной системы вследствие возможного наличия в ней необнаруженного дефекта;

- пространственное разнесение защитных систем, чем предотвращается их разрушение по какой-либо одной причине;

- исключение возможности передачи отказа одной системы в другую через конструкционную или электрическую связь;

- автоматизация защитных операций, исключающая возможность неправильных действий обслуживающего персонала, по крайней мере в течение начальной стадии аварии;

- соответствующий выбор числа и конструкции САОР, при которых обеспечивается подача воды в зону тепловыделения в достаточном количестве и в течение необходимого срока.

Для предотвращения загрязнения радиоактивными продуктами обслуживаемых помещений ядерной установки и окружающей среды в том случае, если, несмотря на действие защитных систем, все-таки произойдет выход радиоактивности за пределы реактора, предусматриваются локализирующие системы. Они представляют собой устройства, предназначенные для конденсации паров тепло-

носителя и их локализации в специально для этого предусмотренных объемах.

Как уже говорилось выше, нарушения в нормальной работе ядерной установки, при которых возможны разрушения твэлов и выход из реактора радиоактивных продуктов, могут произойти вследствие нарушения ядерной безопасности, а также отказа какого-либо оборудования или разгерметизации контура теплоносителя. В следующих параграфах рассматриваются указанные ситуации для различных типов реакторов.

16.2. ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Под ядерной безопасностью понимается создание условий, при которых обеспечивается невозможность ядерных аварий. *Ядерной аварией* называется потеря управления цепной реакцией в реакторе либо образование критической массы при перегрузке, транспортировке и хранении твэлов. В результате ядерной аварии из-за дебаланса выделяемого и отводимого тепла повреждаются твэлы с выходом наружу радиоактивных продуктов деления. При этом становится потенциально возможным опасное облучение людей и заражение окружающей местности.

При нормальной работе реактора во всех эксплуатационных режимах любые изменения реактивности компенсируются средствами управления, эффективность которых должна обеспечивать такую возможность. Изменения реактивности возникают вследствие изменения температуры и плотности замедлителя, теплоносителя и топлива, паросодержания в кипящей воде, замены воды паром в реакторах с перегревом пара. К изменениям реактивности приводят также обезвоживание и заполнение водой технологических каналов и каналов СУЗ в канальных реакторах. В табл. 16.1 для различных реакторов приведены значения избыточной реактивности для компенсации указанных эффектов.

Изменения реактивности могут возникнуть также при каких-либо нарушениях нормальной работы отдельных элементов реактора. Рассматриваются такие ситуации, как выброс поглощающего стержня из активной зоны, заклинивание стержней в направляющих каналах, произвольное перемещение стержней. Реактивность может также сильно и быстро изменяться при заполнении активной зоны холодной водой из САОР.

Помимо изменений общей реактивности в описанных выше случаях, возможны местные ее изменения, т. е. локальные колебания реактивности.

Для обеспечения ядерной безопасности во всех эксплуатационных режимах и при возможных нарушениях нормальной работы реакторы должны удовлетворять соответствующим требованиям. Для АЭС, АТЭЦ и АСТ они установлены «Правилами ядерной безопасности атомных электростанций ПБЯ-04-74» (М.: Атомиздат, 1976).

Контроль и управление цепной реакцией деления, а в случае

АЭС (страна)	Мощность брутто/нетто, МВт (эл.)	Избыточная реактивность (максимальная), %	Избыточная реактивность, %, для компенсации				Дата ввода в эксплуатацию
			темпера- тура	накопления Xe и Sm	выго- рапия	паросодержащая	
Нововоронежская АЭС (СССР): блок II	365/340	13,7	3,61	2,8+0,58	8,17	На мощность 1,61 (компенсация мощ- ности)	1969
блоки III и IV	440/413	14,7	4,4	2,9+0,5	5,0	1,8 (компенсация доп- лер-эффекта)	1971, 1973
блок V	1000/953	22,5	—	—	—	—	1980
Ленинградская АЭС: блоки III и IV	1000/950	9% (начальная нагруз- ка, холодное неот- равленное состояние) 1,7% (стационарный режим, холодное состояние)	—3,2 +2,4	—(3,0+1,0) 3,0	1,3 1,5	—0,5 0,4	1979, 1980
«Пич-Боттом» (США): блоки 2 и 3	1098/1065	13,5—12 (временные регулирующие экра- ны)	1,2	2,8	14,7	5,2	1973, 1974
«Брунсбюттель» (ФРГ)	805/777	Нет данных	0,8	3,7	14,5	2,1	1974
«Окони» (США): блоки 1, 2, 3	922/886	19,9	4,2	3,5	11,8	—	1973, 1974, 1974
«Дональд Кук» (США): блоки 1, 2	1090/1054	16,1	3,0	3,1	8,0	—	1975, 1978
«Данджесс-В» * (Вели- кобритания)	660/606	6	1	4	—	—	1980
«Форт-Сент-Врейн» ** (США)	342/330	13,2	6,5 (и мощ- ности)	2,8	9	2% для компенсации накопления (протак- тиния)	1977

* Газоохлаждаемый реактор. ** Газоохлаждаемый реактор с гелиевым теплоносителем.

необходимости быстрое (аварийное) гашение цепной реакции и поддержание реактора в подкритическом состоянии осуществляется СУЗ. Для обеспечения надежного контроля за работой реактора в любых эксплуатационных режимах должно быть не менее трех независимых каналов измерения мощности и не менее трех независимых каналов измерения скорости изменения мощности (или изменения реактивности). По таким же каналам осуществляется и защита реактора при работе в различных режимах. Для надежности управления реактором необходимо выбирать такую эффективность исполнительных органов СУЗ, при которой обеспечивается воздействие на протекание реакции деления при любых изменениях реактивности, которые могут быть в течение всего времени работы реактора во всех возможных режимах. При этом должно быть предусмотрено не меньше двух независимых систем воздействия на реактивность, из них по меньшей мере две независимо одна от другой должны быть способны привести реактор в подкритическое состояние и поддерживать его в этом состоянии и по крайней мере одна система должна быть способной привести его к подкритическому состоянию и поддерживать его в этом состоянии при несрабатывании наиболее эффективного органа воздействия на реактивность.

При пуске подкритичность реактора после взвода органов АЗ с введенными остальными органами управления должна быть не менее 0,01 в том состоянии активной зоны, когда эффективный коэффициент размножения нейтронов максимален. К СУЗ предъявляется требование недопущения увеличения мощности реактора в случае незапланированного извлечения самого эффективного органа управления. «Правилами ядерной безопасности» регламентируется еще целый ряд требований к реакторам, выполнение которых практически исключает возможность возникновения ядерных аварий. Регламентируются также порядок ввода ЯЭУ в эксплуатацию (в частности, вопросы их физического и энергетического пусков, эксплуатация, в том числе перегрузка топлива, установлены правила транспортировки и хранения свежего и отработавшего топлива), порядок проведения радиационно-опасных ремонтных работ.

Контроль за соблюдением правил ядерной безопасности при разработке ядерных установок, их сооружений, эксплуатации осуществляется специальный орган — Государственная инспекция по ядерной безопасности СССР (Госатомнадзор СССР).

16.3. БЕЗОПАСНОСТЬ ПРИ ОТКАЗАХ ОБОРУДОВАНИЯ И РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ КОНТУРА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В процессе эксплуатации ЯЭУ возможны отказы того или иного оборудования и обесточивание с потерей питания собственных нужд. Имеется также, хотя и малая, вероятность значительной разгерметизации (разрывов) трубопроводов установки, в результате чего из контура будет вытекать теплоноситель. И в том, и в

другом случае изменяются параметры теплоносителя, что может усложнить условия работы некоторого оборудования, а также ухудшить условия теплоотвода из активной зоны реактора и тем самым привести к разрушению оболочек некоторой части ТВЭЛов и выходу радиоактивных продуктов деления из реактора. С целью недопущения этого предусматриваются меры и средства для своевременного снижения мощности реактора до допустимого значения или до полного прекращения цепной реакции деления, а при разрывах контура обеспечивается также подача воды в реактор от специальных систем аварийного охлаждения.

При разработке реакторов все возможные аварийные режимы детально изучаются. Для исследования разрабатывается математическая модель ЯЭУ, включающая в себя уравнения нейтронной кинетики, гидродинамики и теплообмена, описание алгоритмов работы оборудования и систем автоматического регулирования параметров установки. Исследования на математической модели позволяют определить изменения параметров установки в большинстве аварийных режимов. В ряде случаев они дополняются экспериментальными исследованиями. В частности, экспериментальным путем изучается режим естественной циркуляции. Из-за влияния многих факторов на этот режим, связанных к тому же между собой, его чрезвычайно сложно рассчитать.

Весьма сложным является процесс теплоотдачи от ТВЭЛов в случае потери теплоносителя с последующим обеспечением теплоотвода водой из САОР. Вначале происходит испарение и выброс паром остатков теплоносителя, что приводит к быстрому разогреву оболочек ТВЭЛов до 600—700 °С. При возобновлении расхода интенсивная теплоотдача восстанавливается не сразу, однако рост температуры оболочек замедляется, а затем прекращается и температура начинает снижаться. Этот сложный процесс также изучается экспериментально, и полученные результаты используются при анализе режима работы с потерей теплоносителя.

В итоге исследований различных аварийных режимов вырабатываются требования к характеристикам оборудования и системам автоматического регулирования параметров, определяются сигналы на действие АЗ реактора и безопасные уровни снижения мощности установки, регламентируется порядок действий при аварии.

Ниже рассмотрены некоторые характерные аварийные ситуации в реакторах различных типов.

На АЭС в настоящее время в основном установлены дубли-блоки, т. е. в комплекте с одним реактором работают два турбогенератора. По различным причинам возможны отключения одного из них, а иногда и обоих. В обоих случаях из-за сброса нагрузки растет давление пара, что вызывает срабатывание быстродействующих редукционных установок (БРУ) для сброса пара в конденсаторы турбин. При отключении обоих турбогенераторов возможно срабатывание также и предохранительных клапанов. В двухконтурных установках растет также давление и в первом контуре.

Для поддержания нормальных значений параметров установки экстренно снижается мощность реактора до значения, соответствующего изменившейся электрической нагрузке в первом и уровню собственных нужд во втором случае. Поведение основных параметров установки ВВЭР-440 при отключении обоих турбогенераторов показано на рис. 16.1. Снижение мощности реактора выполняется с помощью автоматического регулятора мощности опусканием рабочей группы кассет СУЗ со скоростью 2 см/с.

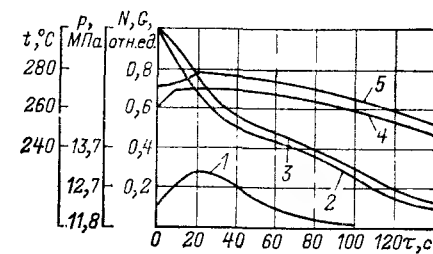


Рис. 16.1. Изменения основных параметров ВВЭР-440 при сбросе нагрузки с номинального уровня до уровня собственных нужд:

1 — давление в первом контуре; 2 — нейтронная мощность; 3 — тепловая мощность; 4 — температура насыщения воды второго контура в парогенераторе; 5 — температура воды на входе в реактор

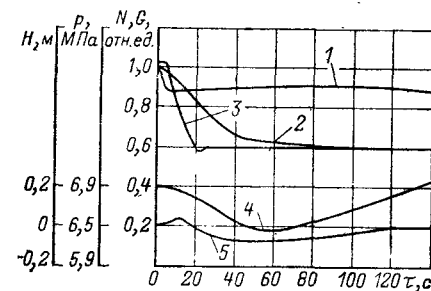


Рис. 16.2. Параметры РБМК-1000 в режиме отключения одного из трех работающих в циркуляционной петле ГЦН:

1 — расход теплоносителя; 2 — тепловая мощность; 3 — нейтронная мощность; 4 — давление пара в сепараторах; 5 — массовый уровень в сепараторах

Во время работы реактора возможно отключение одного, нескольких или всех ГЦН, прокачивающих воду через реактор. Вследствие снижения расхода теплоносителя через активную зону при этом появляется вероятность возникновения кризиса теплосъема и разрушения ТВЭЛов. Для предотвращения этого необходимо снизить мощность реактора до значения, определяемого изменившимся значением расхода. На рис. 16.2 показаны изменения параметров РБМК-1000 при остановке одного из трех ГЦН, работающих в каждой петле реактора в номинальном режиме.

Мощность реактора в связи с отключением насоса снижается до 60 % номинального значения со скоростью около 2 %/с, при этом падает паросодержание. В результате уменьшения паросодержания и отключения одного насоса снижается гидравлическое сопротивление контура, и производительность каждого насоса возрастает с 8000 до 11000 м³/ч. В итоге и запас до кавитации ГЦН, и запас до кризиса теплосъема остаются достаточными.

При разработке реакторов в настоящее время обязательно рассматриваются ситуации, вызываемые разрывами трубопроводов, хотя, повторяем, вероятность таких аварий чрезвычайно мала. При разрыве трубопроводов из контура вытекает теплоноситель, изменяются его параметры и происходит значительный разогрев ТВЭЛов (рис. 16.3).

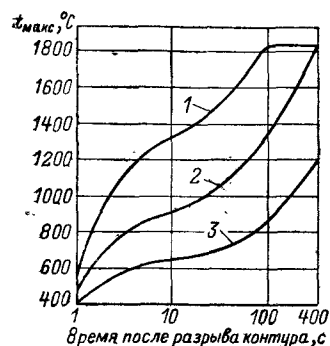


Рис. 16.3. Разогрев оболочек твэлов ВВЭР-440 при обезвреживании активной зоны за 1 с: 1 — мощность кассеты 1,5 Q; 2 — мощность кассеты 1 Q; 3 — мощность кассеты 0,6 Q

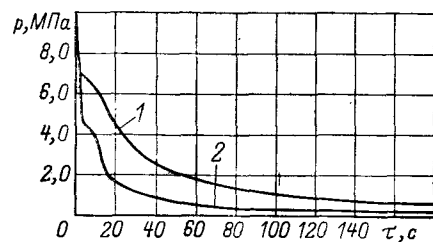


Рис. 16.4. Изменение давления в циркуляционном контуре РБМК-1000 при разрыве напорного коллектора: 1 — давление в сепараторах; 2 — давление в напорном коллекторе

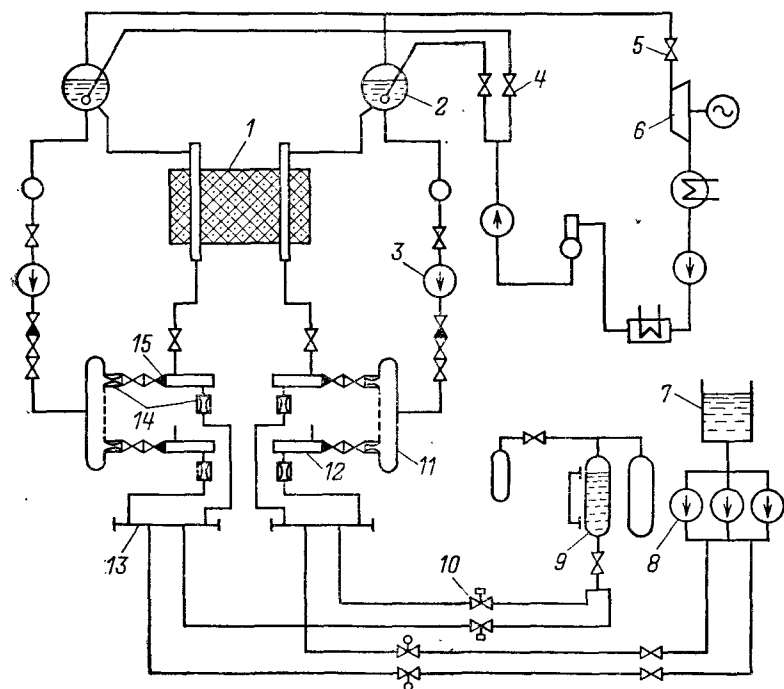


Рис. 16.5. Система аварийного охлаждения реактора РБМК-1000: 1 — реактор; 2 — сепаратор; 3 — ГЦН; 4 — регулятор уровня; 5 — регулятор давления; 6 — турбогенератор; 7 — бак с водой подсистемы длительного расхолаживания; 8 — насосы подсистемы длительного расхолаживания; 9 — баллоны с водой быстродействующей подсистемы; 10 — быстродействующие клапаны; 11 — напорный коллектор; 12 — раздаточный групповой коллектор; 13 — коллектор САОР; 14 — ограничитель течи; 15 — обратный клапан

На рис. 16.4 показаны изменения давления в сепараторах и в напорном коллекторе диаметром 900 мм при мгновенном поперечном разрыве последнего в РБМК-1000. В начальный момент течь составляет 40 т/с. При таком разрыве срабатывает АЗ реактора при совпадении двух независимых сигналов: повышения давления в помещениях, где расположены трубопроводы, и снижения уровня в любом сепараторе до значения, превышающего его отклонение от номинального в переходных режимах.

Из рассмотрения приведенных данных видно, что допускать подобное развитие аварий нельзя. Поэтому в современных ЯЭУ предусматриваются САОР. Их назначение состоит в обеспечении отвода тепла из активной зоны в случаях нарушений циркуляции теплоносителя.

Для примера на рис. 16.5 показана САОР РБМК. Вода от САОР подается в каждый раздаточный групповой коллектор (РГК) аварийной половины реактора. Чтобы не происходила утечка воды в разрыв, между напорным коллектором и каждым РГК установлены обратные клапаны. САОР состоит из двух подсистем: быстродействующей основной с гидроаккумулирующим узлом и длительного расхолаживания с запасом воды в баках и насосами. Охлаждающая вода сначала из баллонов, а затем из баков подается в коллектор САОР и далее в РГК. Подача воды начинается при открытии быстродействующих клапанов по сигналу повышения давления в помещениях. Петля, в которую необходимо подать воду, определяется по снижению уровня в сепараторах или перепаду давления между напорным коллектором и сепараторами. При выбранной схеме и указанном включении САОР обеспечивается охлаждение активной зоны с поддержанием приемлемого температурного режима твэлов при любом разрыве трубопроводов и в то же время исключается ложное срабатывание при авариях, не связанных с разгерметизацией контура.

Локализация выбросов парогазовой смеси и конденсация пара при разрывах осуществляется в специальных устройствах. В эти устройства смесь поступает по отводящим каналам из прочноплотных боксов, в которых расположено все оборудование и трубопроводы циркуляционного контура реактора. Боксы рассчитаны на избыточное давление 0,4 МПа, которое не превышает при любом разрыве трубопроводов.

Более детально технологические схемы реакторных установок, в том числе САОР, рассмотрены в книге «Ядерные энергетические установки», выходящей в серии «Ядерные реакторы и энергетические установки» под общ. ред. Н. А. Доллежала.

СПИСОК РЕКОМЕНДУЕМОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абрамов В. М., Бондаренко А. В., Ваймугин А. В. и др. Билибинская атомная электростанция. — Атомная энергия, 1973, т. 35.
2. Беденг Д. Газоохлаждаемые высокотемпературные реакторы. Пер. с нем. М.: Атомиздат, 1975.
3. Биргер И. А., Шорр Б. Ф., Иосилевич Г. Б. Расчет на прочность деталей машин. М.: Машиностроение, 1979.
4. Ганев И. Х. Физика и расчет реактора. М.: Энергоиздат, 1981.
5. Герасимов В. В., Монахов А. С. Материалы ядерной техники. Изд. 2-е. М.: Энергоиздат, 1982.
6. Гнеденко Б. В., Беляев Ю. К., Соловьев А. Д. Математические методы в теории надежности. М.: Наука, 1965.
7. Доллежал Н. А., Емельянов И. Я. Канальный ядерный энергетический реактор. М.: Атомиздат, 1980.
8. Емельянов И. Я., Ефанов А. И., Константинов Л. В. Научно-технические основы управления ядерными реакторами. М.: Атомиздат, 1981.
9. Емельянов И. Я., Кузнецов С. П., Черкашов Ю. М. Проектное обеспечение работоспособности АЭС с РБМК в аварийных режимах. — Атомная энергия, т. 50, вып. 4, с. 251—254.
10. Емельянов И. Я., Фомичев М. С. Гидродинамические исследования потока теплоносителя с целью предотвращения вибрации, износа и разрушения конструктивных элементов в реакторе. — Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов, 1978, вып. 1 (21), ч. 2, с. 54.
11. Займовский А. С., Калашников В. В., Головин И. С. Тепловыделяющие элементы атомных реакторов. Изд. 2-е. М.: Атомиздат, 1966.
12. Клемин А. И. Инженерные вероятностные расчеты при проектировании ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1974.
13. Клемин А. И., Полянин Л. Н., Стригулин М. М. Теплогидравлический расчет и теплотехническая надежность ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1980.
14. Корсаков В. С., Выговский В. Ф., Михан В. И. Технология реакторостроения. М.: Атомиздат, 1977.
15. Лихачев Ю. И., Пупко В. Я. Прочность тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1975.
16. Лысиков Б. В., Прозоров В. К. Реакторная термометрия. М.: Атомиздат, 1980.
17. Мельников Н. П. Конструктивные формы и методы расчета ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1972.
18. Михан В. И., Митяев Ю. И., Зверева Г. А. Канальные водографитовые реакторы с перегревом пара. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника атомных реакторов, 1978, вып. 1 (28).
19. Нормы расчета на прочность элементов реакторов, парогенераторов, сосудов и трубопроводов атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок. М.: Металлургия, 1973.
20. Овчинников Ф. Я., Голубев Л. И., Добрынин В. Д. и др. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1977.
21. Петухов Б. С., Генин Л. Г., Ковалев С. А. Теплообмен в ядерных энергетических установках. М.: Атомиздат, 1974.
22. Рей В. Е. Производство регулирующих стержней для ядерных реакторов/Пер. с англ.; Под ред. И. С. Головинна. М.: Атомиздат, 1965.
23. Самойлов А. Г., Каштанов А. И., Волков В. С. Дисперсионные твэлы: В 2-х т. М.: Энергоиздат, 1982. Т. 1. Материалы и технология; Т. 2. Конструкция и работоспособность.
24. Сидоренко В. А. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. М.: Атомиздат, 1977.
25. Сметанников В. П., Ганев И. Х., Колганов В. Д. и др. Проектирование энергетических установок с высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами. М.: Энергоиздат, 1981.
26. Субботин В. И., Ибрагимов М. Х., Ушаков П. Г. и др. Гидравлика и теплообмен в ядерных энергетических установках/Под ред. В. И. Субботина. М.: Атомиздат, 1975.
27. Теплообмен в энергетических установках космических аппаратов/Под ред. В. В. Кошкина. М.: Атомиздат, 1975.
28. Ушаков Г. Н. Технологические каналы и тепловыделяющие элементы ядерных реакторов. М.: Энергоиздат, 1981.
29. Фомичев М. С., Березина Б. Ф., Емельянов А. И. Исследование гидродинамической структуры потока теплоносителя в кольцевой полости на модели реактора корпусного типа с защитным экраном. — Вопросы атомной науки и техники. Серия: Реакторостроение, 1976, вып. 2 (13). М.: ЦНИИАтоминформ, с. 29.
30. Хинце И. О. Турбулентность. /Пер. с англ. М.: Физматгиз, 1963.
31. Чиркин В. С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники/Справочник. М.: Атомиздат, 1968.
32. Шальман М. П., Плютинский В. И. Контроль и управление на атомных электростанциях. М.: Энергия, 1979.

Активная зона 6, 35, 38, 46, 76, 78, 80, 82, 94, 99, 116, 120, 123, 126, 129, 132, 147, 150, 154, 160, 162.
Акустические сигналы 223
Амплитуда приведенных напряжений 343

Бак боковой защиты 26, 32, 33
Безаварийность ядерной установки 379
Безотказность 353, 356
Блок защитных труб 73
Бор 197
Бористая сталь 197

Вероятность безотказной работы 356
— разрушения 335, 336
Верхний блок реактора 70
Верхняя плита 26, 32, 41
Вибрация 285
Влияние дефектов 271, 272
— неізотермичности 251
— неоднородности теплового потока 252, 253
Внутризонные измерительные устройства 210
Восстанавливаемость 353
Вытеснитель 203

Гафний 198
Гетерогенные реакторы 6
Гидравлическая зона 309, 311
— характеристика 313, 319, 321
Гидравлическое профилирование 12, 309, 320
Гомогенные реакторы 6
Графитовая кладка 26, 31, 110, 116, 123

Данные эксплуатации 366
Двуокись плутония 174
— тория 174
— урана 172
Детектор 7, 209
Дисперсионное топливо 175
Днище шахты реактора 332
Долговечность 353, 357
Допустимое число циклов нагружения 332

Закон надежности 356
Замедлитель 6, 116
Замедляющая способность 17
Запорная пробка 39
Запорно-регулирующий клапан 43
Защитные системы 382
Зона воспроизводства 133, 147, 150, 154, 160

Измерение расхода теплоносителя 218
Импульсные линии 218
Интенсивность отказов 362
Интенсификация теплообмена 38

Кадмий 198
Каландр 92
Кампания топлива 9
Категории напряжений 343, 344
Классификация твэлов 163
Кожух 27, 32, 41
Колебания конструкций 285
Комплексные измерения 206
Компоновка ЯЭУ интегральная 105, 115, 121, 137, 158
— петлевая 137, 146, 148
Конструкция органов регулирования 199
Контроль герметичности оболочек твэлов 207
— поканальный 208
— расхода 221
— теплогидравлических параметров 205
— уровня 222
— целостности технологических каналов 207
— циркуляционного контура 222
Контур циркуляции 311, 312
Концевые детали твэлов 163
Корзина выемная 73
Корпус реактора 6
— из предварительно напряженного железобетона 103, 112, 117, 121, 130, 159, 161
— — — — — чугуна 108
— — — — — металлический 68, 76, 79, 81, 126, 146, 148, 153

Коэффициент гидравлического сопротивления местный 263, 265
— — — трения 259—262
— воспроизводства 16
— готовности 360
— замедления 17
— использования установленной мощности 359
— неравномерности распределения энерговыделения 301, 302
— перегрева поверхности конструкции 307
— проскальзывания 314
— технического использования 359
— теплоотдачи в кольцевом канале 242, 245—247
— — в круглой трубе 242, 246
— — — в плоском канале 253, 255
— — — в пучках стержней 243—245, 248—251
— — на начальном тепловом участке 247, 248
— — при кипении воды 253—255
— — — в ламинарном течении 241—245
— — — в турбулентном течении 245
Критерий Био — Кирпичева 275
Критическая масса 15
— плотность теплового потока 240
— — — в круглых трубах 255
— — — — в пучках стержней 257
— температура хрупкости 334

Линия связи 213
Локализирующие системы 382
Лучистая теплопроводность 236

Материалы воспроизводства 167

Надежность 350, 354, 358
— структурная 368
Напорный коллектор 146
Неперегружаемые каналы 27, 37
Нивелирный напор 313, 314
Нижняя плита 23, 32, 40
Номинальные допускаемые напряжения 331, 332

Обобщенный диаметр конструкции 267
Оболочка твэла 163
Объемного кипения участок 322—324
Остаточное тепловыделение 10, 12
Отказ внезапный 351
— оборудования 381, 385
— полный 351
— постоянный 351
— частичный 351
Отказы реактора 350
Отключение турбогенератора 386
Отражатель 6, 123
Оценка надежности 355

Параметр теплопроводности 236, 270, 271
Параметры 201
— дополнительные 206
— лимитирующие 206
— твэлов 207
— теплотехнические 206
Паросодержание истинное объемное 313
— массовое расходное 254
— объемное расходное 314
Перегревательный канал 51
Перегружаемые (с трубчатыми твэлами) каналы 27, 30, 192
Период нормальной эксплуатации 361
— приработки 361
— старения 361
Плутоний 171
Поверхностного кипения участок 322—324
Поглотитель из редкоземельных элементов 198
Поглощающие материалы 195
Погрешность измерения температуры 215
Пористость конструкций 303, 304
Потеря теплоносителя 381
Превышение мощности 381
Преобразователь 207
— термометрический 213
Приведенные напряжения 342
Приращение деформаций 345, 346
Постоянные времени оболочки твэла 277
— — топливного сердечника 277
Поток отказов 360, 366
Пробка поворотная 143
Пульсация давления 282
— скорости 279
Пучок стержней-поглотителей 202

Радиационные повреждения урана 169
Разгерметизация контура 381, 385
Разгрузочно-загрузочная машина 43, 45, 97
Размах приведенных напряжений 343
Разрушение твэлов 380, 381
Расход теплоносителя 319
Расходомер 218
— поплавковый 219
— турбинный 219
— шариковый 220
— электромагнитный 220
Расчетное давление 337
Расчетный случай 329
Реактор бассейновый 19
— канальный 19, 23
— корпусной 19, 56
Регулирующие органы 6, 7, 194

Режим течения теплоносителя двух-
фазного 239
— — — однофазного 237
Ремонтопригодность 354, 358

Сверхползучесть урана 169
Система аварийного охлаждения ре-
актора 65, 389
— перегрузки реактора 43, 92, 97,
118, 143, 151
Случайные отклонения 355
Состояние реактора 350
Стержень-поглотитель 195
Структура течения 291
— — турбулентного потока 280

Тепловыделяющая сборка (ТВС) 27,
73, 101, 124, 148, 152, 155, 160, 189
ТВЭЛы 6, 163
— блочковые 179
— кольцевые 186
— призматические 189
— стержневые 183
— трубчатые 186
— шаровые 188
Температура поверхности средняя
235
Температурное распределение ква-
зистационарное 275
Температуры амплитуда изменения
245, 268
— максимальная разность в конст-
рукции 267
Тепловая мощность тракта охлажде-
ния 318
Теплогидравлическая устойчивость
315
Теплоноситель 6
Теплотехнические параметры 322
Термическое сопротивление контакта

273
Термоанемометрические измерения
282
Термометрическая кассета 217
Термометрическое устройство 214
Термопреобразователь сопротивления
214
Термоциклирование 212
Технологический канал 27, 92
Топливная композиция 163
Топливный сердечник 163
Торий 170
Тракт-канал органа регулирования
203

Удельный объем смеси 313
Управляющий барабан 203
Уран 167
Уровнемер 221
— манометрический 221
— теплопроводный 221
Ухудшение теплоотвода 381

Хрупкое разрушение 335

Частота колебаний 287
Число Нуссельта местное 235
— — среднее 234
— Фурье 275

Шахта реактора 71

Экономайзерный участок 322, 323
Элемент резервный 373
Энтальпия теплоносителя расчет 306

Ядерная авария 381, 383
Ядерное топливо 6, 8, 167
Ядерный реактор 6
Ячейка тракта охлаждения 232

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	3
Введение	6
РАЗДЕЛ I	
ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ	
Глава 1. Классификация и применение ядерных реакторов в энергетике	15
Глава 2. Канальные водо-графитовые реакторы	23
2.1. Общие свойства водо-графитовых реакторов	23
2.2. Реакторы с перегружаемыми каналами (с трубчатыми ТВЭЛами)	30
2.3. Реакторы с неперегружаемыми каналами	37
2.4. Секционно-блочные реакторы	46
Глава 3. Корпусные водо-водяные реакторы	56
3.1. Общая характеристика водо-водяных реакторов	56
3.2. Реакторы с водой под давлением	63
3.2.1. Принципиальная конструкция	65
3.2.2. Корпус и крышка	67
3.2.3. Внутрикорпусные устройства	71
3.2.4. Активная зона реактора	76
3.2.5. Конструкция современных реакторов	76
3.3. Реакторы с кипящей водой	82
3.4. Характерные особенности судовых водо-водяных реакторов	87
Глава 4. Тяжеловодные реакторы	89
4.1. Особенности тяжеловодных реакторов	89
4.2. Канальные реакторы с некипящей тяжелой водой	93
4.3. Канальные реакторы, охлаждаемые обычной кипящей водой	98
Глава 5. Газоохлаждаемые реакторы	102
5.1. Общая характеристика газоохлаждаемых реакторов	102
5.2. Реакторы, охлаждаемые углекислым газом	109
5.2.1. Магноксые реакторы	109
5.2.2. Усовершенствованные газо-графитовые реакторы	114
5.3. Высокотемпературные реакторы	117
5.3.1. Реакторы с шаровыми ТВЭЛами	117
5.3.2. Реакторы с призматическими стержневыми ТВЭЛами	125
Глава 6. Реакторы на быстрых нейтронах	133
6.1. Особенности реакторов на быстрых нейтронах	133
6.2. Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем	137
6.2.1. Общая характеристика и конструктивные исполнения	137
6.2.2. Конструкции реакторов	146
6.3. Реакторы на быстрых нейтронах с гелиевым теплоносителем	155
6.3.1. Общая характеристика и конструктивные исполнения	155
6.3.2. Конструкции реакторов	158

РАЗДЕЛ 2

АКТИВНЫЕ ЗОНЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Глава 7. Конструирование твэлов	163
7.1. Основные представления о твэлах и их классификация	163
7.2. Условия работы твэлов в активной зоне и предъявляемые к ним требования	165
7.3. Материалы твэлов	167
7.3.1. Топливные материалы и топливные композиции	167
7.3.2. Конструкционные материалы	176
7.3.3. Действие реакторных излучений на материалы	178
7.4. Конструкции твэлов	179
7.4.1. Твэлы с металлическим топливом	179
7.4.2. Твэлы с двуокисью урана	183
7.4.3. Твэлы с дисперсионным топливом	185
7.5. Тепловыделяющие сборки и топливные каналы	189
Глава 8. Органы регулирования реактора	194
8.1. Способы управления цепной реакцией деления	194
8.2. Материалы органов регулирования	196
8.3. Конструкция органов регулирования ядерных реакторов	199
Глава 9. Контроль теплогидравлических параметров	205
9.1. Роль контроля основных теплогидравлических параметров	205
9.2. Основные требования к средствам контроля	208
9.3. Методические вопросы контроля теплогидравлических параметров	210
9.3.1. Методика разработки устройств контроля	210
9.3.2. Методические вопросы измерения температуры	213
9.3.3. Методические вопросы измерения расхода теплоносителя	218
9.3.4. Методические вопросы контроля уровня жидкости	221
9.3.5. Методические вопросы контроля целостности циркуляционного контура	222

РАЗДЕЛ 3

ИНЖЕНЕРНЫЕ ОСНОВЫ КОНСТРУИРОВАНИЯ И РАСЧЕТНЫЕ ОБОСНОВАНИЯ

Введение	226
Глава 10. Теплофизика реакторов	229
10.1. Задачи теплофизики реакторов	229
10.2. Особенности теплообмена в ядерных реакторах	231
10.3. Конвективный теплообмен	237
10.3.1. Факторы, определяющие интенсивность теплоотдачи конвекцией	237
10.3.2. Коэффициенты теплоотдачи и неравномерность распределения температуры на поверхности каналов при ламинарном течении однофазного теплоносителя	241
10.3.3. Коэффициенты теплоотдачи и неравномерность распределения температуры на поверхности каналов при турбулентном течении однофазного теплоносителя	245
10.3.4. Коэффициенты теплоотдачи при кипении воды	253
10.3.5. Критические плотность теплового потока и мощность каналов, охлаждаемых водой и пароводяной смесью	255
10.4. Гидравлическое сопротивление	259
10.4.1. Коэффициенты трения и местного сопротивления однофазного потока	259
10.4.2. Коэффициенты трения и местного сопротивления двухфазного потока	263

10.4.3. Профилирование распределения теплоносителя по сечению сборки изменением гидравлического сопротивления ячеек	263
10.5. Теплообмен теплопроводностью	265
10.5.1. Особенности задач теплопроводности в ядерном реакторе	265
10.5.2. Разность температур в конструкции при объемном тепловыделении	266
10.5.3. Связь неравномерности температуры поверхности и плотности теплового потока для стержневого твэла	268
10.5.4. Распределение температуры при отслоении оболочки и трещине в сердечнике стержневого твэла	271
10.5.5. Термическое сопротивление между оболочкой и сердечником	272
10.5.6. Расчет нестационарных распределений температуры	274
Глава 11. Гидродинамика ядерного реактора	279
11.1. Особенности взаимодействия теплоносителя с элементами конструкции реактора	279
11.2. Турбулентная структура потока и пульсации давления в каналах	279
11.3. Вибрации элементов конструкции в потоке теплоносителя	285
11.4. Влияние угла поворота на распределение теплоносителя по параллельным каналам	290
11.5. Вход потока в ТВС	292
11.6. Гидродинамическая структура потока в кольцевой полости с экраном	294
Глава 12. Тепловые и гидравлические расчеты	299
12.1. Задачи теплового и гидравлического расчетов	299
12.2. Методика поискового теплогидравлического расчета	301
12.2.1. Исходные данные	301
12.2.2. Выбор схемы движения теплоносителя	303
12.2.3. Расчет энтальпии теплоносителя, температуры поверхности и конструкции	306
12.3. Гидравлическое профилирование	309
12.4. Расчет гидравлического сопротивления	311
12.4.1. Потери давления	313
12.4.2. Теплогидравлическая устойчивость парогенерирующих каналов	314
12.5. Поверочный теплогидравлический расчет по средним параметрам теплоносителя	317
12.6. Влияние тепло- и массообмена между ячейками на распределение температур в сборке	324
Глава 13. Прочностные расчеты элементов ядерных реакторов	328
13.1. Основы расчета на прочность	328
13.1.1. Основные расчетные нагрузки	328
13.1.2. Цикл изменения напряжений. Режимы нагружения	329
13.1.3. Влияние облучения на свойства материалов	330
13.1.4. Оценка прочности	331
13.2. Выбор основных размеров элементов конструкции	336
13.2.1. Цилиндрические и сферические сосуды под внутренним давлением	337
13.2.2. Цилиндрические коллекторы, штуцера и трубы под внутренним давлением	337
13.2.3. Конические переходные участки под внутренним давлением	338
13.2.4. Выпуклые днища	338
13.2.5. Коэффициенты прочности	339
13.2.6. Круглые плоские днища и крышки	340
13.2.7. Гладкие цилиндрические и конические оболочки под наружным давлением	340
13.2.8. Цилиндрические оболочки в условиях осевого сжатия	342

13.3. Определение напряжений и деформаций	342
13.3.1. Нормативный метод	342
13.3.2. Учет пластичности и ползучести	344
Глава 14. Общие вопросы надежности ядерных реакторов	350
14.1. Основные понятия и определения	350
14.2. Случайный характер отказов реактора и математический аппарат для их исследования	354
14.3. Количественные показатели надежности реактора	356
14.4. Дополнительные сведения о показателях безотказности и законах надежности	360
Глава 15. Оценка надежности по данным эксплуатации и на этапе проектирования. Типовые задачи конструктора	366
15.1. Расчет показателей надежности по данным эксплуатации	366
15.2. Расчет структурной надежности реактора на этапе проектирования (прогнозирование надежности реактора)	367
15.3. Определение количества испытываемых образцов и продолжительности испытаний на надежность	374
15.4. Оценка теплотехнической надежности реактора	376
Глава 16. Безопасность ядерных реакторов	378
16.1. Задачи обеспечения безопасности	378
16.2. Ядерная безопасность	383
16.3. Безопасность при отказах оборудования и разгерметизации контура теплоносителя	385
Список рекомендуемой литературы	390

ИВАН ЯКОВЛЕВИЧ ЕМЕЛЬЯНОВ, ВАДИМ ИВАНОВИЧ МИХАН,
ВЛАДИМИР ИВАНОВИЧ СОЛОНИН, РУСЛАН СТЕПАНОВИЧ
ДЕМЕСЬЕВ, НИКОЛАЙ ФРАНЦЕВИЧ РЕКШНЯ

КОНСТРУИРОВАНИЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Редактор издательства Г. В. Чернышова
Художественный редактор Б. Н. Тумин
Технический редактор Н. П. Собакина
Корректор Г. А. Полонская
ИБ № 217

Сдано в набор 26.04.82. Подписано в печать 29.09.82. Т-18270.
Формат 60×90^{1/16}. Бумага типографская № 2. Гарнитура
литературная. Печать высокая. Усл. печ. л. 25,0. Усл. кр.-отт. 25,0.
Уч.-изд. л. 29,98. Тираж 4200 экз. Заказ 1511. Цена 1 р. 30 к.

Энергоиздат, 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10.

Московская типография № 6 Союзполиграфпрома при Государственном
комитете СССР по делам издательств, полиграфии и книжной
торговли.
109088, Москва, Ж-88, Южнопортовая ул., 24.